



Etudes des contre-réactions dans un réacteur à neutrons rapides à caloporteur sodium : impact de la conception et de la neutronique sur les incertitudes

Cyrille Bouret

► To cite this version:

Cyrille Bouret. Etudes des contre-réactions dans un réacteur à neutrons rapides à caloporteur sodium : impact de la conception et de la neutronique sur les incertitudes. Autre [cond-mat.other]. Université Blaise Pascal - Clermont-Ferrand II, 2014. Français. NNT : 2014CLF22508 . tel-01247246

HAL Id: tel-01247246

<https://theses.hal.science/tel-01247246>

Submitted on 4 Jan 2016

HAL is a multi-disciplinary open access archive for the deposit and dissemination of scientific research documents, whether they are published or not. The documents may come from teaching and research institutions in France or abroad, or from public or private research centers.

L'archive ouverte pluridisciplinaire **HAL**, est destinée au dépôt et à la diffusion de documents scientifiques de niveau recherche, publiés ou non, émanant des établissements d'enseignement et de recherche français ou étrangers, des laboratoires publics ou privés.

N° d'Ordre : D.U. 2508

UNIVERSITÉ BLAISE PASCAL DE CLERMONT-FERRAND

(U.F.R Sciences et Technologies)

ECOLE DOCTORALE DES SCIENCES FONDAMENTALES

N° 803

THÈSE

Présentée pour obtenir le grade de

DOCTEUR D'UNIVERSITÉ

Spécialité : Physique Corpusculaire

Par **BOURET Cyrille**

Etudes des contre-réactions dans un réacteur à neutrons rapides à caloporteur sodium

Impact de la conception et de la neutronique sur les incertitudes.

Soutenue publiquement le 13 Novembre 2014, devant la commission d'examen :

Jean CASTOR	<i>Professeur émérite IN2P3</i>	<i>Président du jury</i>
Benoit FORGET	<i>Associate Professor at the MIT</i>	<i>Rapporteur</i>
Gilles BAN	<i>Professeur ENSICAEN</i>	<i>Rapporteur</i>
Gérald RIMPAULT	<i>Professeur INSTN & expert international CEA</i>	<i>Directeur de thèse</i>
Pierre HENRARD	<i>Professeur IN2P3 & vice-président recherche Université Blaise Pascal</i>	<i>Membre</i>
Laurent BUIRON	<i>Docteur & expert CEA</i>	<i>Membre</i>
Bruno FONTAINE	<i>Chef de laboratoire & expert CEA</i>	<i>Membre</i>

Je dédie ce mémoire à tous ceux qui m'ont soutenu et encouragé à effectuer ce travail de recherche.

À Marion pour son soutien moral, et son enthousiasme communicatif.

À Matthieu, mon acolyte « le vagabond physicien »

À Julien, mon camarade « le Doc des volcans »

À mes parents, à Pascal et à tous les membres de ma famille.

Et à tous ceux que ma réussite tient à cœur.

Cette page a été laissée intentionnellement blanche.

RÉSUMÉ

Les réacteurs de IV^{ème} génération à neutrons rapides offrent la possibilité de valoriser le plutonium produit par le parc actuel des réacteurs à eau légère et de transmuter une part déterminante des déchets ultimes. Actuellement, de nouveaux projets de réacteurs à neutrons rapides sont étudiés dans le monde et doivent satisfaire de nouvelles exigences en termes d'économie des ressources, de réduction des déchets, de compétitivité, de sûreté et de fiabilité.

Ainsi, ces nouveaux projets intègrent des innovations qui permettent d'améliorer la sûreté du réacteur (comportement naturel du cœur) en cas d'accident. Dans le cas du prototype ASTRID étudié en France au CEA, ces innovations portent sur le design géométrique du cœur et notamment l'intégration d'une plaque fertile au centre et d'un plenum de sodium en partie supérieure afin d'augmenter les fuites de neutrons en cas de vidange en sodium.

Ces designs hétérogènes sont caractérisés par des vidanges en sodium proches de zéro résultant de fortes compensations entre les différentes zones du cœur. L'évaluation des grandeurs neutroniques d'intérêt nécessitent alors des outils de calculs robustes dans le but de traiter rigoureusement le transport des neutrons, et notamment au niveau des interfaces entre milieux.

Le premier travail de thèse a donc consisté à améliorer la méthodologie existante permettant d'évaluer au mieux les grandeurs neutroniques d'intérêt. Ces améliorations ont consisté à développer une méthode d'analyse spécifique basée sur la théorie des perturbations et l'utilisation d'un solveur de flux moderne en transport Sn.

Ce travail a permis d'une part, de réduire les biais de calcul sur les grandeurs neutroniques d'intérêt par rapport à des méthodes de référence (Monte Carlo) et, d'autre part, d'obtenir des distributions spatiales des effets neutroniques plus précises, et notamment des coefficients locaux de contre-réactions utilisés pour les analyses de transitoires non-protégés caractérisant le niveau « naturel » de « sûreté » du cœur.

Par ailleurs, les incertitudes sur ces paramètres neutroniques ont un impact important sur les performances et la sûreté du cœur en termes de marges à prendre lors de la phase de conception. Il est donc important de les maîtriser et de les réduire afin de conserver les gains envisagés par le concept CFV. Ces incertitudes ont pour origines :

- les données nucléaires (sections efficaces macroscopiques pour une composition du cœur donnée),

- les données technologiques (données de fabrication et notamment la géométrie, les concentrations atomiques des constituants du cœur et les lois de dilatations thermiques),
- l'évolution du bilan matière dans le cœur sous irradiation,
- la thermique du combustible,
- les biais provenant des solveurs, des schémas de calculs (et de la modélisation) et des méthodes utilisées.

Par ailleurs, les incertitudes sur la composition du cœur irradié et la thermique du combustible sont elles-mêmes fortement affectées par celles sur les données nucléaires. La propagation des incertitudes issues des données nucléaires sur les grandeurs neutroniques est donc complexe car faisant intervenir plusieurs sources de corrélation. Cette complexité est en outre accrue si l'on souhaite évaluer la corrélation spatiale des grandeurs neutroniques et des incertitudes associées.

Le deuxième objectif de la thèse a donc consisté à mettre en place une méthodologie permettant de propager les incertitudes issues des données nucléaires sur les grandeurs neutroniques. Cette méthodologie se base sur l'évaluation de coefficients locaux de sensibilités permettant de déterminer les corrélations entre les différents paramètres neutroniques.

L'application de cette méthodologie innovante pour ASTRID a permis:

- d'identifier les contributeurs majoritaires à l'incertitude sur les différents paramètres neutroniques,
- de propager les incertitudes neutroniques en transitoires afin d'estimer les distributions des températures atteintes dans le cœur et ainsi déterminer les marges disponibles avant ébullition du sodium.

Mots clés : *RNR-Na – ASTRID – CFV– Contre-réactions neutroniques – Incertitude – Méthodologie « Best Estimate » – Analyse des Transitoires – Marge de sûreté*

ABSTRACT

Study of Reactivity Feedbacks in a Sodium-Cooled Fast Reactor: *New methodology based on perturbation theory for evaluating neutronic uncertainties.*

Fast reactors (FR) can give value to the plutonium produced by the existing light water reactors and allow the transmutation of a significant part of the final nuclear waste. These features offer industrial prospects for this technology and new projects are currently studied in the world such as ASTRID prototype in France.

Future FRs will have also to satisfy new requirements in terms of competitiveness, safety and reliability. In this context, the new core concept envisaged for ASTRID incorporate innovative features that improve the safety of the reactor in case of accident. The proposed design achieves a sodium voiding effect close to zero: it includes a fertile plate in the middle of the core and a sodium plenum in the upper part in order to increase the neutron leakage in case of sodium voiding. This heterogeneous design represents a challenge for the calculation tools and methods used so far to evaluate the neutronic parameters in traditional homogeneous cores.

These methods have been improved over the thesis to rigorously treat the neutron streaming, especially at the mediums interfaces. These enhancements have consisted in the development of a specific analysis methodology based on perturbation theory and using a modern three dimensional Sn transport solver. This work has allowed on the one hand, to reduce the bias on static neutronic parameters in comparison with Monte Carlo methods, and, on the other hand, to obtain more accurate spatial distributions of neutronic effects including the reactivity feedback coefficients used for transient analysis. The analysis of the core behavior during transients has also allowed estimating the impact of reactivity feedback coefficients assessment improvements.

In conjunction with this work, innovative methods based on the evaluation of local sensitivities coefficients have been proposed to assess the uncertainties associated to local reactivity effects. These uncertainties include the correlations between the different local parameters. The propagation during transients with these methods has allowed an estimation of temperature distributions achieved in the core and also to determine the available safety margins before sodium boiling.

Keywords: *RNR-Na – ASTRID – CFV– Reactivity Feedback – Uncertainty– Methodology
“Best Estimate” – Transients analysis – Safety Margin*

REMERCIEMENTS

Je tiens tout d'abord à remercier Messieurs Laurent Buiron et Gérard Rimpault pour m'avoir proposé ce sujet et pour avoir dirigé mes travaux scientifiques. Ils m'ont fait profiter de leur grande expérience dans le domaine de la physique des réacteurs et ont fait preuve d'une grande disponibilité. Je les remercie pour la relecture méticuleuse des différents chapitres de ce manuscrit et pour les précieux conseils et encouragements qu'ils m'ont donné pour préparer la soutenance.

Ce travail de thèse s'est déroulé au sein du Laboratoire d'Etudes et de Développement des Cœurs du Service de Physique des Réacteurs et du Cycle du CEA Cadarache. Je remercie Monsieur Frederic Varaine de m'avoir permis d'effectuer cette thèse dans son service, ainsi que Monsieur Bruno Fontaine pour la confiance qu'il m'a accordé en m'accueillant au sein de son laboratoire dans les meilleures conditions possibles et pour l'honneur qu'il m'a fait d'être dans le jury de thèse.

J'exprime toute ma reconnaissance à Monsieur Jean Castor d'avoir accepté d'être le président du jury de thèse et mes vifs remerciements à Messieurs Gilles Ban et Benoit Forget d'avoir accepté d'être les rapporteurs. Je remercie également Monsieur Pierre Henrard pour l'intérêt qu'il a manifesté pour ce travail.

Mes remerciements vont aussi aux nombreux collègues qui ont suivi cette thèse. Je les remercie pour les nombreuses discussions et pour m'avoir soutenu quand JAVA et ESOPE ne se sont pas laissés manœuvrer comme je le souhaitais avec une pensée particulière pour Danielle, Pierre, Marc, David, Géraud, Vincent, Pascal, Christophe, Bernard, Julien et Valérie.

Je tiens à remercier l'ensemble des membres du SPRC que j'ai côtoyé en stage et durant ces trois années et également les expérimentés Romain, Philippe, et Michel du SESI pour leurs conseils sur CATHARE et URANIE. Je voudrais remercier Thomas Fanning, Tyler Sumner et Nicolas Stauff qui ont suivi mes travaux lors de mon séjour à ARGONNE.

Merci aussi à « la fine équipe » de thésards et stagiaires et aux membres de l'équipe de foot du SPRC qui sont malheureusement trop nombreux pour que je puisse tous les remercier individuellement.

Merci aussi à ma famille et mes amis pour leurs soutiens et encouragements.

Pour clore ce préambule, je dois ajouter que pendant ces trois années, l'ASM aura été trop souvent devancée par le RCT en TOP14 et coupe d'Europe. J'incite Géraud et David à continuer à supporter les Jaunards face aux redoutables Rouges et Noirs soutenus par Loran et Bernard en attendant que la roue tourne.

TABLE DES MATIÈRES

RÉSUMÉ	v
---------------	----------

ABSTRACT	vii
-----------------	------------

INTRODUCTION	1
---------------------	----------

CHAPITRE I LA CONCEPTION DES CŒURS À NEUTRONS RAPIDES	5
--	----------

A. Les réacteurs à neutrons rapides.....	7
---	----------

1. La neutronique des réacteurs à neutrons rapides	7
2. Historique des RNR-Na	13
3. Aujourd'hui, le programme ASTRID	16

B. La conception de cœurs RNR-Na innovants.....	20
--	-----------

1. Principes de la conception.....	20
2. Évaluation du comportement naturel du cœur pendant les transitoires	21
3. La conception des designs pour ASTRID : concepts « SFR-v2b » et « CFV ».....	28

C. Problématique générale : évaluation du comportement du cœur pendant les transitoires	37
--	-----------

1. Améliorations et validation des méthodes de calcul et quantification des incertitudes	37
2. Benchmark international sur le concept CFV	40

D. Conclusion sur la conception des RNR.....	41
---	-----------

CHAPITRE II EVALUATION DES PARAMÈTRES NEUTRONIQUES	46
---	-----------

A. Démarche et présentation des outils de calculs	48
--	-----------

1. La validation numérique des outils de calculs	48
2. Les outils de simulations neutroniques	49
3. La modélisation du cœur CFV –V1	56

B. Détermination des biais de méthodes et identification des outils « best estimate »	58
--	-----------

1. Evaluation du biais de méthode associé aux calculs des sections efficaces	58
2. Calcul des grandeurs neutroniques : évaluation du biais solveur cœur	60

C. Evaluation des coefficients de contre-réactions locaux	78
--	-----------

1. Introduction	78
2. Décompositions des grandeurs neutroniques par perturbation	79
3. Etude sur la linéarité des effets en réactivité en fonction de la perturbation	94

D. Conclusion sur l'évaluation des paramètres neutroniques	98
---	-----------

CHAPITRE III INCERTITUDES SUR LES PARAMETRES NEUTRONIQUES 104

A. Les incertitudes sur les grandeurs d'intérêt.....	106
1. Impact des incertitudes.....	106
2. État des lieux : incertitudes utilisées actuellement.....	107
B. Méthodologie pour l'évaluation des incertitudes sur les paramètres neutroniques	108
1. Sources des incertitudes	108
2. Les méthodologies utilisées pour évaluer les incertitudes	108
3. Calcul des sensibilités par perturbation	111
4. Evaluation des sensibilités : Comparaison entre la diffusion et le transport	117
C. Incertitudes issues des données nucléaires	126
1. Incertitudes sur les paramètres neutroniques issues des données nucléaires	126
2. Linéarité des incertitudes	140
3. Incertitudes après irradiation du combustible	142
D. Validation des incertitudes pour l'effet Doppler	144
E. Conclusion sur le calcul des incertitudes	146

CHAPITRE IV EVALUATION DES MARGES DE SURETE PENDANT LES TRANSITOIRES 152

A. La simulation du comportement des cœurs en transitoires	154
1. La simulation des transitoires incidentels	154
2. Modélisation de la chaudière	155
3. Benchmark sur le concept CFV : comparaison CATHARE - SAS4A/SASSYS-1 ..	158
4. Evaluation du comportement naturel en ULOHS et ULOSSP	159
B. Méthodologie pour l'évaluation des marges de sûreté pendant les transitoires ...	170
1. Propagation des incertitudes pendant les transitoires	170
2. Evaluation d'incertitudes locales corrélées.....	172
C. Propagation des incertitudes pendant les transitoires.....	175
1. Propagation des incertitudes neutroniques en ULOHS.....	176
2. Propagation des incertitudes neutroniques en ULOSSP	188
3. Propagation des incertitudes avec SAS4A/SASSYS-1	199
D. Conclusion sur la propagation des incertitudes en transitoires	204

CONCLUSIONS GÉNÉRALES & PERSPECTIVES 208

ANNEXE A PUBLICATIONS EN CONFERENCES	214
ANNEXE B DECOUPAGE ENERGETIQUE EN 33 GROUPES ET ORIGINES DES COVARIANCES DE COMAC	215
ANNEXE C PROFILS DE SENSIBILITES	217
ANNEXE D BIAIS « SOLVEUR CŒUR » SUR LES TAUX DE FISSION	230

ANNEXE E INCERTITUDES SUR LES GRANDEURS NEURTRONIQUES	234
ANNEXE F PROPAGATION DES INCERTITUDES PENDANT LES TRANSITOIRES	262
ANNEXE G INCERTITUDES ISSUES DES DONNEES TECHNOLOGIQUES	263
LISTE DES FIGURES	266
LISTE DES TABLEAUX	271
LISTE DES ABRÉVIATIONS, DES SIGLES ET DES ACRONYMES	274

Cette page a été laissée intentionnellement blanche.

INTRODUCTION

Le futur prototype ASTRID « Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration » est un démonstrateur technologique à neutrons rapides, refroidi au sodium, répondant aux critères des réacteurs de 4^{ème} génération. ASTRID sera soumis à des critères de sûreté exigeants. La démonstration de sûreté doit donc être robuste. Actuellement, les études concernent la phase d'avant-projet avec notamment la conception des designs de cœur innovants permettant d'améliorer la sûreté, les performances tout en limitant les coûts du réacteur.

Lors de la conception des cœurs de réacteurs, le comportement du cœur au démarrage, en régime nominal et en cas de transitoires incidentels non protégés tels que la perte de débit primaire, la perte des circuits d'évacuation de la puissance ou l'insertion rapide de réactivité est examiné. Les paramètres de « sûreté » (température sodium et combustible, réactivité...) des concepts sont calculés et des marges associées doivent donc être évaluées, en intégrant notamment les incertitudes issues des données d'entrée des études neutroniques.

En pratique, l'analyse de la réponse en transitoire non protégé d'un réacteur RNR-Na est réalisée en calculant dans un premier temps, les contributions de chaque contre-réaction neutronique dans les différentes zones du cœur (effets de dilatations sodium, structures et combustibles, effet Doppler). Ces contre-réactions sont ensuite utilisées comme données d'entrée du code système qui évalue la réponse globale du réacteur.

Les cœurs en projet pour le réacteur ASTRID intègrent des innovations impliquant des configurations géométriques hétérogènes, avec des vidanges en sodium proches de zéro. La méthodologie utilisée pour estimer le plus précisément possible les grandeurs neutroniques doit donc s'appuyer sur des outils de calculs robustes. Dans ce cadre, il est intéressant d'étudier les apports offerts par les solveurs de flux modernes (transport SN) en configuration 3D hexagonale, comme le solveur SNATCH disponible dans la plateforme de calculs neutroniques rapides PARIS et allié aux outils de la théorie des perturbations.

En outre, il est important d'estimer précisément les incertitudes associées à ces grandeurs d'intérêt pour les transitoires. En effet, les incertitudes permettent de fixer les marges de sûreté du réacteur en cas d'accident. Des incertitudes maîtrisées et réduites permettent donc de réduire ces marges et de conserver les gains de conception que ce soit en termes de sûreté, d'économie des ressources, de performances, mais également, cela permet de limiter à la fois les coûts de fabrication et de fonctionnement de ces nouveaux concepts.

Les incertitudes sur les grandeurs neutroniques proviennent des données d'entrée des études neutroniques et des méthodes utilisées. Leurs origines sont diverses :

- les données nucléaires (sections efficaces macroscopiques pour une composition du cœur donnée),
- les données technologiques (données de fabrication et notamment la géométrie, les concentrations atomiques des constituants du cœur et les lois de dilatations thermiques),
- l'évolution du bilan matière dans le cœur sous irradiation,
- la thermique du combustible,
- les biais provenant des solveurs, des schémas de calculs (et de la modélisation) et des méthodes utilisées.

Par ailleurs, les incertitudes sur la composition du cœur irradié et la thermique du combustible sont elles-mêmes fortement affectées par celles sur les données nucléaires. La propagation des incertitudes issues des données nucléaires sur les grandeurs neutroniques est donc complexe car elle fait intervenir plusieurs sources de corrélation. Cette complexité est en outre accrue si l'on souhaite évaluer la corrélation spatiale des grandeurs neutroniques et des incertitudes.

Les travaux menés dans cette thèse ont donc pour objectif d'élaborer une méthodologie permettant : d'accéder à des valeurs « Best Estimate » des grandeurs neutroniques, d'évaluer des incertitudes associées qui intègrent les corrélations spatiales, et de propager ces incertitudes pendant les transitoires. Dans cette optique, l'ouvrage a été divisé en plusieurs parties.

Dans le chapitre I, le contexte et la démarche générale du travail de thèse sont présentés. Ainsi, la spécificité des réacteurs à neutrons rapides (RNR) en terme de modularité (capacités de surgénération, de consommer le plutonium et de transmuter les déchets) est détaillée. La démarche de conception est ensuite exposée. Son application pour le réacteur ASTRID a abouti à deux images de cœurs RNR-Na innovants. Ces concepts hétérogènes nécessitent des méthodes de calcul robustes qui doivent être vérifiés, validés et qualifiés et avec des incertitudes évaluées (VVQI). La démarche VVQI utilisée lors de ce travail de thèse est décrite en fin de chapitre.

Le chapitre II permet ensuite d'identifier les outils les plus précis pour évaluer les grandeurs neutroniques. Ainsi, les biais entre les solveurs déterministes et des simulations Monte Carlo mettent en avant les apports des méthodes Sn-3D. La méthodologie développée avec cet outil pour évaluer des effets en réactivité locaux est alors appliquée au concept de cœur hétérogène CFV « Cœur à Faible effet de Vidange » et comparée aux méthodes basées sur l'utilisation des flux calculés en approximation de la diffusion et utilisée jusqu'à ce jour pour les autres concepts de cœur.

Les incertitudes sur les paramètres neutroniques issues des données nucléaires sont estimées dans le chapitre III. Ces incertitudes sont obtenues avec des sensibilités calculées par perturbation et en utilisant différentes matrices de covariances. Les résultats de comparaisons entre des sensibilités obtenues d'une part, en transport exact, et d'autre part, en approximation de la diffusion, sont présentés, ainsi que les écarts sur le niveau des incertitudes calculées à la fois avec COMAC et COMMARA.

Des résultats de simulations de transitoires sont exposés dans le chapitre IV. Ces résultats permettent d'évaluer l'apport de la nouvelle méthodologie sur l'évaluation du comportement du concept CFV pendant deux types de transitoires non-protégés (ULOHS « Unprotected Loss Of Heat Sink » et ULOSSP « Unprotected Loss Of Supply Station Power »), et notamment l'impact sur la marge avant ébullition du sodium. Dans ce chapitre, est en outre décrite, la méthodologie mise en place pour propager des incertitudes issues des paramètres d'entrée des études sur les pics en températures au cours des transitoires. Cette méthodologie nécessite des incertitudes sur chaque valeur locale de la distribution spatiale des contre-réactions neutroniques. Par conséquent, plusieurs méthodes ont été développées et mises en œuvre pour estimer les incertitudes affectant chaque coefficient de réactivité local (distribution spatiale). L'impact des différentes méthodes sur la marge avant ébullition est analysé en fin de chapitre.

Cette page a été laissée intentionnellement blanche.

CHAPITRE I

LA CONCEPTION DES CŒURS À NEUTRONS RAPIDES

Ce chapitre présente la démarche de conception des réacteurs à neutrons rapides à caloporteur sodium. Il est composé de trois parties.

La première partie permet tout d’abord un rappel de la spécificité des réacteurs à neutrons rapides (RNR-Na) avec un retour sur l’historique de cette filière et une présentation rapide de la collaboration internationale en R&D sur la technologie des RNR. Ensuite, sont présentés les objectifs du projet étudié actuellement en France, le prototype ASTRID et les innovations de ce réacteur par rapport aux concepts déjà étudiés par le passé.

La seconde partie détaille la démarche de conception des cœurs RNR-Na avec notamment la simulation du comportement naturel des cœurs pendant les transitoires accidentels non-protégés.

Enfin, la troisième partie positionne le travail de thèse au sein de la démarche de « Vérification, Validation, Qualification et évaluation des Incertitudes » (VVQI) avec en particulier la mise en place de l’approche « Best Estimate Plus Uncertainty » (BEPU) pour l’évaluation des marges de sûreté pendant les transitoires. Cette partie permet également de présenter le benchmark international sur le design de « Cœur à Faible effet de Vidange » (CFV) sur lequel s’est appuyé une partie du travail de thèse.

CHAPITRE I LA CONCEPTION DES CŒURS À NEUTRONS RAPIDES 5

A. Les réacteurs à neutrons rapides.....	7
1. La neutronique des réacteurs à neutrons rapides	7
2. Historique des RNR-Na	13
a) Le premier RNR-Na en France : Rapsodie.....	14
b) Les réacteurs électrogènes : Phénix & Superphénix.....	14
c) Le projet « European Fast Reactor » (EFR)	15
3. Aujourd'hui, le programme ASTRID	16
a) Le forum génération IV	16
b) Le programme ASTRID	18
B. La conception de cœurs RNR-Na innovants.....	20
1. Principes de la conception.....	20
2. Évaluation du comportement naturel du cœur pendant les transitoires	21
a) Les transitoires accidentels	21
b) Modèle de la cinétique ponctuelle	23
c) Paramètres neutroniques utilisées pour la simulation des transitoires.....	25
3. La conception des designs pour ASTRID : concepts « SFR-v2b » et « CFV ».....	28
a) Nouveaux designs de cœur RNR-Na	28
b) Spécificité du cœur CFV : l'effet de vidange	32
c) Les différentes variantes du design CFV	34
C. Problématique générale : évaluation du comportement du cœur pendant les transitoires	37
1. Améliorations et validation des méthodes de calcul et quantification des incertitudes.....	37
a) Les activités de validation globale	37
b) Approche « Best Estimate Plus Uncertainty » (BEPU).....	38
2. Benchmark international sur le concept CFV	40
D. Conclusion sur la conception des RNR.....	41

A. Les réacteurs à neutrons rapides

1. La neutronique des réacteurs à neutrons rapides

Pourquoi utiliser des neutrons rapides ?

La capacité des réacteurs à neutrons rapides (RNR) à produire autant de matières fissiles qu'ils en consomment voire à en produire d'avantage est la première spécificité des RNR qui a motivé l'étude de cette filière. En effet, dans un contexte où la consommation énergétique mondiale devrait augmenter de 56 % entre 2010 et 2040 [EDF14] en raison des effets combinés de la croissance des pays émergents et de l'augmentation de la population mondiale, il apparaît de plus en plus indispensable de disposer de sources d'énergie à la fois compétitive et à faible émission de carbone mais également permettant de garantir une indépendance énergétique et une sécurité d'approvisionnement. Face à ces enjeux, les RNR offrent la possibilité de « brûler » tout type d'uranium, y compris l'uranium appauvri et celui du retraitement issu du combustible usé sorti des centrales actuelles mais également de valoriser le plutonium. En France, les stocks disponibles en uranium appauvri [CEA14] [OEC07] ainsi que le plutonium issu de la filière à eau légère permettraient de fonctionner pendant plusieurs milliers d'années sans utiliser d'uranium naturel.

Le processus qui consiste à transformer l'uranium (fertile) en plutonium (fissile) par capture neutronique est possible dans tout spectre neutronique et en particulier dans les réacteurs à eau sous pression. Cependant, le plutonium ne brûle efficacement que dans un spectre rapide et permet, dans un bilan neutronique très excédentaire, à la fois d'entretenir la réaction en chaîne et de convertir la matière fertile en matière fissile [Bar93] [Bus85]. La capacité d'un réacteur à utiliser l'uranium fertile pour produire de la matière fissile est déterminée par le taux de conversion Tc :

$$Tc = \frac{P_f}{C_f} (\text{Matière fertile transformée/Matière fissile consommée})$$

A partir du taux de conversion, il est alors possible de déduire le gain de régénération G qui correspond à la production nette d'atomes fissiles:

$$G = Tc - 1$$

Lorsque le gain de régénération est nul, c'est-à-dire quand la quantité de matière fissile consommée correspond à la quantité de matière fissile produite, le réacteur est dit iso-générateur. En revanche, lorsqu'il y a excédent de masse fissile produite, on parle alors de surgénération. Avec un réacteur surgénérateur, il est théoriquement possible de produire suffisamment de masse fissile pour mettre en service un nouveau réacteur après retraitement du combustible et des couvertures fertiles. D'un autre point de vue, la flexibilité des RNR permet d'élargir le spectre d'utilisation des combustibles potentiels et d'utiliser l'ensemble des stocks de plutonium produit par le parc actuel des réacteurs à eau légère (avec un gain de

régénération négatif et un nombre de recyclages limités) mais également de diminuer la radio-toxicité des déchets nucléaires à vie longue par transmutation (actinide et produit de fission à vie longue) [AND04] [Bui07b]. La capacité des RNR à consommer la totalité des ressources en uranium, et surtout à valoriser le plutonium et à transmuter une part déterminante des déchets ultimes offre des perspectives industrielles pour cette filière. Ces aspects sont d'autant plus importants dans un contexte où il est indispensable, d'une part, d'avoir une assurance vis à vis du risque de pénurie des ressources conventionnelles en uranium connues à ce jour et, d'autre part, de disposer de possibilités technologiques pour le retraitement des déchets nucléaires.

Quel combustible pour les RNR ?

Dans un spectre à neutrons rapides, les sections efficaces de réactions moyennes sont environ plus que 1000 fois plus faibles que dans le cas d'un spectre à neutrons thermiques (cf. Tableau 1). Pour entretenir la réaction en chaîne, il est donc nécessaire d'augmenter le niveau de flux et/ou la densité de noyaux fissiles dans le cœur. En effet, l'augmentation de la densité permet d'une part, de limiter l'augmentation du niveau de flux et d'autre part, d'atteindre l'iso-génération. De plus, une densité en matière fissile plus importante conduit à des cœurs plus compacts pour un niveau de puissance comparable avec un réacteur à eau légère. Par exemple, le RNR-Na PHENIX a une puissance volumique de 500 MWth/m³, soit 5 fois plus importante que celle qu'un REP 900 (100 MWth/m³).

Parmi les matières fissiles envisageables comme combustible, une solution pourrait consister à utiliser de l'uranium avec un enrichissement en U235 plus élevé que dans les REP (25 % au lieu de 3 à 4%). Cependant le plutonium apparaît plus intéressant d'un point de vue physique. En effet, le plutonium 239 permet une production plus importante de neutrons émis par fission que l'uranium 235 (cf. Tableau 1).

Isotope	U235		Pu239		U233	
Spectre	Thermique	Rapide	Thermique	Rapide	Thermique	Rapide
σ_{fission} (barn)	582	1,81	743	1,76	531	2,79
σ_{capture} (barn)	101	0,52	270	0,46	46	0,33
$\alpha = \sigma_{\text{capture}} / \sigma_{\text{fission}}$	0,17	0,29	0,36	0,26	0,09	0,12
ν : nombre de neutrons par fission	2,42	2,43	2,87	2,94	2,49	2,53
Facteur de multiplication	2,07	1,88	2,11	2,33	2,29	2,27
β_{eff} (pcm)	650		210		273	

Tableau 1 Propriétés physiques de différents isotopes fissiles

Par ailleurs, pour obtenir de bonnes performances neutroniques, c'est le nombre de neutrons disponibles pour d'une part produire de nouvelles fissions et d'autre part permettre le phénomène de conversion de l'uranium en plutonium qui est intéressant à étudier.

Cette grandeur est définie par le facteur de multiplication :

$$N = \frac{\nu}{1 + \alpha}$$

Le facteur de multiplication est plus important pour le Pu239 dans un spectre rapide que pour l'uranium 235 (cf. Figure1) et dépasse même la condition nécessaire pour avoir régénération : $N > 2$ (1 pour une nouvelle fission, 1 pour une conversion fissile fertile et α pour les pertes).

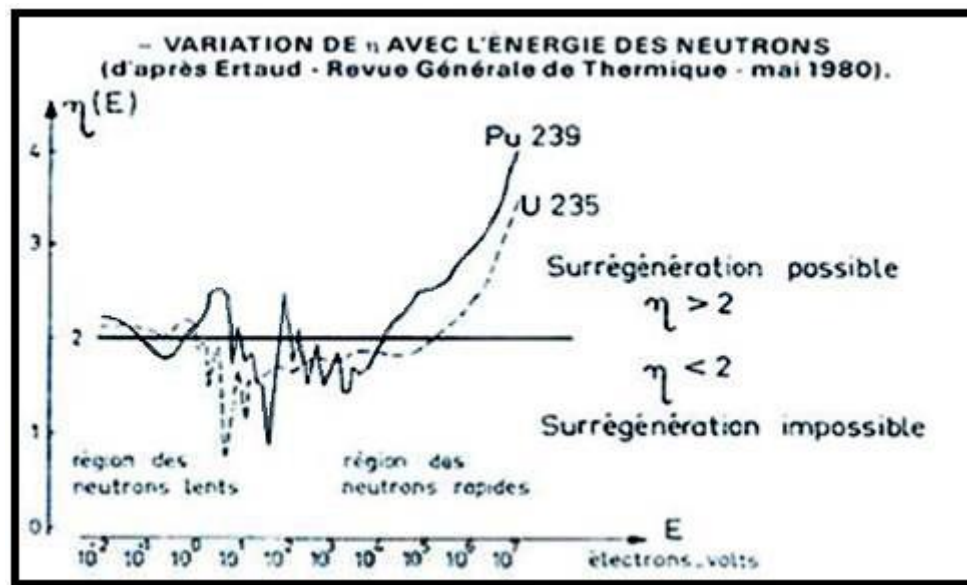


Figure 1 Variation de η avec l'énergie des neutrons

Les natures de combustible : métal, oxyde, carbure ou nitrure ?

Pour obtenir l'isogénération, les RNR nécessitent une densité élevée en noyaux lourds. Parmi les différents matériaux combustibles envisageables, plusieurs options ont été étudiées : le combustible métallique, les combustibles céramiques oxyde, carbure et nitrure.

Le combustible métallique, ainsi que les combustibles sous forme carbure et nitrure présentent une densité plus élevée et une conductivité thermique meilleure que l'oxyde permettant un fonctionnement à des températures plus faibles (Cf. Tableau 2). Néanmoins, seuls le carbure et le nitrure admettent des marges, par rapport à la fusion, accrues étant donné que la température de fusion du métal se situe peu au-dessus de la température de fonctionnement. Ces trois combustibles sont par ailleurs compatibles avec le sodium et permettent potentiellement en cas de rupture de gaine, d'attendre la fin du cycle pour décharger l'aiguille défectueuse.

Le premier RNR construit par les Américains (EBR I) était basé sur du combustible métallique (UMo). EBR I a démontré la possibilité de surgénération des RNR, cependant le gonflement excessif du combustible sous irradiation à cause des gaz de fission a limité les performances et la durée de vie en réacteur de ce type de combustible.

Matériaux combustibles Teneur de 20% en PuX	Oxyde (U, Pu)O₂	Métal (U,Pu)Zr	Carbure (U,Pu)C	Nitrure (U,Pu)N
Densité théorique (g/cm³)	11	15,6	13,6	14,3
Densité théorique en atomes lourds (g/cm³)	9,7	14,1	12,9	13,5
Températures de fusion (°C)	2730	1070	2305	2720
Coefficient de dilatation thermique moyenne (20 à 1000°C) (10⁻⁶ /K)	12,5	17	12,4	10
Conductivité thermique à 1 000 °C (W/m.K)	2,1	17,5	12,8	13,5
Gonflement & interaction avec la gaine	faible	Elevé Eutectique acier/combustible	Elevé Carburation de la gaine	Elevé Nitruration de la gaine
Compatibilité avec le sodium	mauvaise	bonne	bonne	bonne
Compatibilité avec l'eau	bonne	mauvaise	mauvaise	moyenne

Tableau 2 Les propriétés de quelques matériaux combustibles RNR

Comme pour le combustible métallique, la vitesse de gonflement des combustibles nitrure et carbure est importante. Le gonflement engendre une forte interaction mécanique avec la gaine alors que la plasticité de ces matériaux est très inférieure à celle de l'oxyde et que les températures de fonctionnement avec ce type de combustible sont trop basses pour entraîner du fluage thermique. Ceci constitue le principal inconvénient de ce type de combustible et se traduit par la nécessité d'avoir un jeu pastille-gaine supérieur par rapport à l'oxyde. La volonté de conserver un échange thermique acceptable avec le sodium se traduit alors par la présence d'un joint sodium en début d'irradiation.

Le combustible métallique bénéficie depuis EBR I d'un travail important de R&D mené par les Américains. Le retour expérimental obtenu avec le réacteur EBR II a démontré des performances comparables du combustible métallique à celles du combustible oxyde en terme de taux de combustion. Cependant, le risque de réaction chimique avec la gaine (formation potentielle d'un eutectique) pénalise la température maximale admissible pour le caloporteur en fonctionnement nominal (de l'ordre de -40 °C) par rapport aux combustibles céramiques.

En ce qui concerne le carbure et le nitrure, les interactions chimiques combustible-gaine se traduisent par des phénomènes de carburation ou de nitruration de la gaine en acier. Ceci entraîne une fragilisation de la face interne de la gaine en particulier pour le combustible carbure. Par ailleurs, le retour d'expérience limité du combustible nitrure ne permet pas de conclure sur le potentiel de ce combustible pour les RNR.

Suite aux expériences d'EBR I, plusieurs pays, dont la France, ont décidé de faire le choix du combustible oxyde malgré des performances théoriques moins intéressantes et notamment une densité en noyaux lourds plus faible et un échange thermique très inférieur aux autres types de combustibles (cf. Tableau 2). Cependant, l'oxyde présente l'avantage de conserver un comportement satisfaisant et un gonflement limité jusqu'à des taux de combustion très élevés.

Le retour d'expérience important du combustible oxyde fait de ce combustible la solution de référence en France.

Finalement, la nature du combustible a un impact important sur les performances et la sûreté du concept. Le comportement thermomécanique du combustible pendant l'irradiation, la densité et les échanges thermiques déterminent la performance du concept ainsi que la température de fonctionnement et les marges de sûreté disponibles avant fusion du combustible.

Quel fluide réfrigérant ?

Le fluide caloporteur doit assurer plusieurs fonctions essentielles :

- extraire la chaleur du cœur : une bonne chaleur spécifique et une conductivité thermique élevées assurent une bonne extraction,
- transférer la chaleur vers le système de conversion d'énergie (générateur de vapeur ou échangeur et turbine) ou vers un système utilisant directement la chaleur (extraction pétrole lourd, production d'hydrogène par cycle thermochimique, dessalement de l'eau de mer...,
- assurer une fonction de sûreté en apportant une certaine inertie thermique au système.

En outre pour un réacteur à neutrons rapides, le réfrigérant primaire doit respecter les critères suivants :

- être compatible avec les objectifs fixés par le cœur: le réfrigérant ne doit pas ralentir (thermaliser) les neutrons, les liquides hydrogénés (eau) sont donc exclu,
- permettre une très bonne évacuation de l'énergie: le cœur étant compact, il faut évacuer une forte densité de puissance,
- par ailleurs, le caloporteur ne doit pas :
 - s'activer sous flux et produire des composés générant une dosimétrie inacceptable,
 - altérer le comportement des matériaux de structure,
 - induire des situations inacceptables vis-à-vis de la sécurité,
 - induire des difficultés d'exploitation insurmontables,
 - conduire à la formation de déchets intraitables lors de l'exploitation ou du démantèlement.

Le choix du caloporteur est donc structurant au niveau de la conception. Les propriétés des différents fluides réfrigérants envisageables doivent être analysées en détail afin de définir le caloporteur dont les compromis entre les avantages et désavantages permettent d'atteindre au mieux les objectifs fixés à la conception.

Le choix du sodium

Parmi les différents fluides éventuels pour les RNR, le sodium présente de nombreux avantages :

- il est liquide de 98 à 900 °C à pression atmosphérique, ce qui permet d'une part d'éviter une pressurisation (coque mince) et permet d'autre part d'avoir une marge très importante avant ébullition (environ 350°C),
- il est un très bon conducteur thermique et possède des propriétés hydrauliques (masse volumique, viscosité...) proches de celles de l'eau,
- c'est un excellent caloporteur non modérateur : il permet une forte densité de puissance, et l'ébullition locale est relativement stable -> compatible avec le spectre rapide,
- sa grande inertie thermique entraîne une évolution lente des températures dans les concepts de réacteur type « piscine » (pool type reactor) et permet les effets des contre-réactions thermiques -> engendre des délais de grâce plus importants,
- le sodium autorise le fonctionnement avec circulation naturelle à l'arrêt, voir même sans chute de barres,
- par ailleurs, lorsqu'il est pur, il n'attaque pas les aciers inoxydables, il est très répandu en tant que minerai et relativement peu onéreux.

Néanmoins le sodium présentent également certains désavantages comme:

- la difficulté d'exploitation des équipements (opacité, T° de gel, corrosion : soude) entraînant un maintien en température (180°C) et des manutentions en aveugle,
- il réagit fortement avec l'eau ou le béton entraînant une onde de pression pouvant endommager les barrières dont celle du circuit primaire et produire des bulles de vapeur et de l'hydrogène pouvant exploser au contact de l'air,
- le sodium peut s'enflammer lorsque il est en nappe ou pulvérisé avec des élévations de température et de pression susceptible d'endommager les équipements et former des aérosols toxiques,
- en outre le sodium interagit chimiquement avec le combustible oxyde interdisant le fonctionnement durable avec des ruptures d'une gaine,
- selon le design du cœur, l'effet de vide sodium peut être positif avec un impact important sur la démarche de sûreté des RNR-NA (prévention du passage de bulle de gaz...).

2. Historique des RNR-Na

Les pays nucléarisés se sont dotés très tôt d'un programme de RNR-Na en raison des capacités de surgénération de cette filière. La démarche est la même partout dans le monde, visant des réalisations par étapes :

- petit réacteur expérimental,
- réacteur de démonstration (200 -300MWe),
- prototype industriel.

Au total 22 réacteurs à neutrons rapides ont été construits dans le monde et exploités dont 2 prototypes industriels (France et Russie) et 3 sont actuellement en chantier ou sur le point de diverger¹ (CEFR en Chine, PFBR en Inde et BN800 en Russie).

En France, 3 réacteurs à neutrons rapides à caloporteur Na ont été construits :

- une pile expérimentale (20 puis 40 MWth): Rapsodie 1967-1983,
- un réacteur de démonstration (550 MWth): Phénix 1973-2010,
- un prototype industriel (3000 MWth): Super Phénix 1985-1998.

Aujourd'hui, la loi de 2006 sur la gestion des déchets nucléaires [Loi06] [Bat91] prévoit de construire un nouveau prototype, le réacteur ASTRID [Gau12] [LeC11].

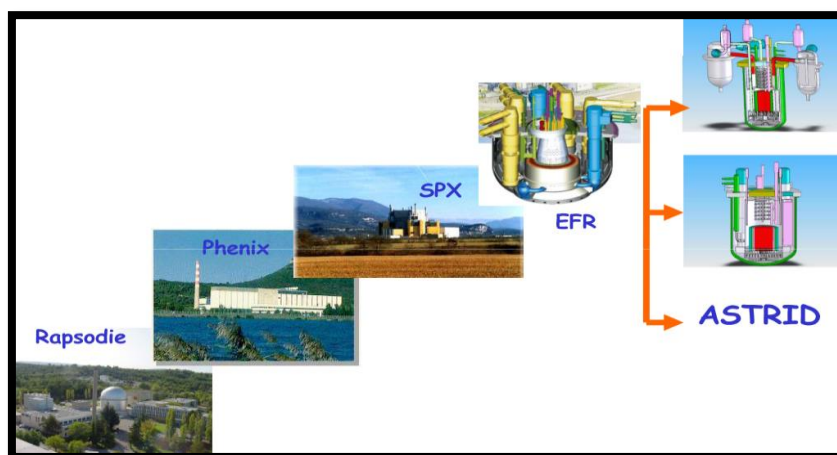


Figure 2 Les RNR-Na en France

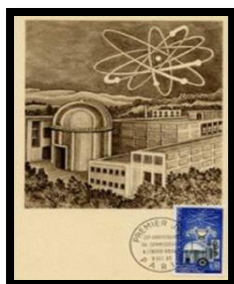
a) Le premier RNR-Na en France : Rapsodie

Rapsodie est le premier dispositif nucléaire expérimental français de la filière à neutrons rapides et à caloporteur sodium. Cette pile d'une puissance de 20 MWth a été



¹ CEFR à diverger en 2013 et BN800 vient récemment de diverger en juillet 2014

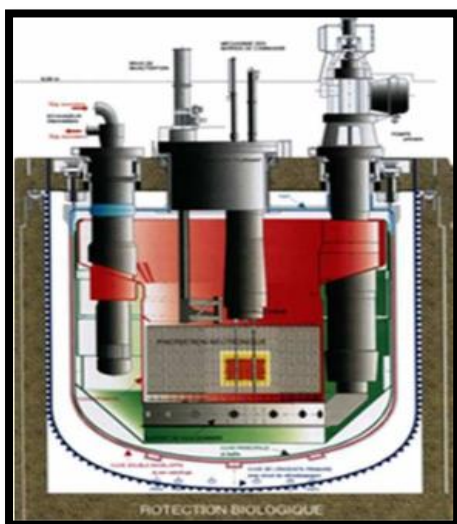
conçue en 1957 par le département des études de pile du CEA à Cadarache et a fonctionné de 1967 au 15 avril 1983.



Avec Rapsodie, les ingénieurs du CEA ont cherché à développer une utilisation civile du plutonium et à démontrer la capacité de surgénération des RNR. Ce réacteur s'est concentré sur l'étude des aspects relatifs au cœur et au combustible avec un concept à boucle sans générateur de vapeur. Les choix du caloporteur Na et du combustible oxyde ont permis un fonctionnement remarquable et un taux de combustion record de 26 at. /%.

b) Les réacteurs électrogènes : Phénix & Superphénix

Phénix est un prototype de centrale nucléaire de la filière nucléaire à neutrons rapides et à caloporteur sodium d'une puissance électrique de 250 MWe (563 MWth) situé sur le site nucléaire de Marcoule (Gard). Phénix a été construit en 1968 et a divergé le 31 août 1973. La centrale fut exploitée pendant 36 ans conjointement par le CEA et EDF et fut arrêtée en 2010.



Sa vocation initiale était de démontrer la capacité de la technologie des RNR à caloporteur sodium à produire de l'électricité en vue de l'extrapolation à un réacteur commercial. Ensuite, Phénix eu un rôle accru en tant qu'outil d'irradiation pour les besoins de R&D du CEA sur l'étude de la transmutation des déchets radioactifs à vie longue (loi Bataille de 1991) [Bat91]. Le fonctionnement remarquable dans les années 70 et 80 a permis d'accumuler un retour d'expérience considérable sur le combustible, les matériaux, et la démonstration de

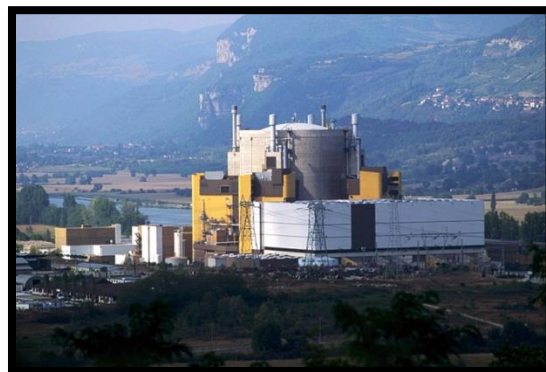
la possibilité d'inspecter et de réparer, ainsi que des premiers travaux de R&D sur la transmutation.

Superphénix (SPX) est un réacteur à neutrons rapides à caloporteur sodium construit en 1985 et définitivement arrêté en 1998. SPX est un concept intégré d'une puissance de 1200 MWe qui a été construit avec la volonté de démontrer:

- la faisabilité de RNR de taille industrielle,
- la maîtrise de la physique des grands cœurs,

- la maîtrise de la technologie du sodium.

SPX a connu plusieurs phases indisponibilités suite à plusieurs difficultés techniques mais aucun de ces incidents n'a relevé de problème rédhibitoire. Lors du couplage avec le réseau en 1996, la centrale atteint un taux de disponibilité de 95 % (hors arrêt programmé) avec un rendement de l'ordre de 40 %. Cependant le retour sur l'irradiation du combustible et sur le vieillissement des matériaux ou des composants est très limité en raison du temps court de fonctionnement (320 JEPP). Malgré l'arrêt prématuré de la centrale, un retour expérimental important a pu être capitalisé sur la physique des grands cœurs et a permis de démontrer la viabilité de la filière. Cette expérience fut ensuite mise à profit lors de la conception des nouveaux design RNR-Na



c) Le projet « European Fast Reactor » (EFR)

Le Projet de réacteur EFR de 1500MWe a été conçu par une association d'organismes européens dont Areva (Novatome à l'époque), EDF et le CEA en 1988, puis gelé fin 1998. EFR avait pour objectif principal de démontrer la viabilité des RNR-Na avec : des performances économiques plus intéressantes que les réacteurs construits par le passé, et un coût comparable aux centrales à neutrons thermiques qui devait être disponibles à l'époque de la commercialisation. En outre, le projet de réacteur EFR devait :

- constituer la tête de série d'un modèle commercial de centrale à neutrons rapides qui pourrait être introduit sur le marché au cours du siècle actuel,
- intégrer des caractéristiques avancées de conception, toutefois suffisamment validées pour ne pas nécessiter d'évolution importante du dessin lors du passage à la phase de commercialisation,
- être flexible en termes d'utilisation du combustible, c'est-à-dire permettre une large plage de valeurs du taux de surgénération,
- pouvoir satisfaire aux exigences des autorités de sûreté de tous les pays participant au projet, moyennant des adaptations mineures de la conception nécessitées par les réglementations nationales.

Lors de la conception d'EFR, les concepteurs ont intégré l'expérience acquise avec SPX en ajoutant des innovations et notamment des modifications sur :

- la hauteur cœur pour obtenir un effet de vide réduit,
- la chaudière : pompe primaire sans vanne d'isolement, purification Na extérieur, amélioration du support du cœur, de la dalle caisson, de l'épaisseur cuve (uniformité pour résister au séisme et au dégagement d'énergie suite à un accident du cœur).

3. Aujourd'hui, le programme ASTRID

a) Le forum génération IV

Aujourd'hui, l'augmentation de la consommation énergétique mondiale essentiellement imputable à la croissance économique des pays émergents et à la logique de réduction des émissions de gaz à effet de serre va nécessiter la contribution de toutes les sources d'énergie. Actuellement 80 % de la consommation énergétique mondiale est assurée par les énergies fossiles et la consommation de charbon et de gaz [IEA13]. Cette consommation devrait augmenter fortement d'ici 2040 boostée par la Chine qui construit une centrale thermique par semaine et par les Etats Unis qui utilisent le gaz de schiste. Néanmoins, l'énergie nucléaire et les énergies renouvelables sont celles qui augmentent le plus (croissance de 2.5 % par an) et qui ne produisent pratiquement pas de gaz à effet de serre. Cette relance du nucléaire devrait engendrer une consommation accrue du minerai d'uranium, ce qui suppose, dans une perspective de développement durable et à long terme de développer la filière des réacteurs à neutrons rapides. Néanmoins, les ressources actuelles en Uranium ne devraient pas poser de problèmes majeurs avant de nombreuses années. En revanche, la capacité, offerte par les RNR, à valoriser les stocks de plutonium produit par le parc à eau pressurisée devrait permettre le développement de cette filière à moyen terme. En effet, En France, le nucléaire occupe aujourd'hui près de 75 % du mix énergétique et il est constitué de 58 réacteurs eau pressurisée construits pour la plupart entre 1970 et 1990.

En supposant que les REP actuels pourraient avoir une durée de vie de 60 ans, il est important de planifier un scénario de renouvellement qui tienne compte de la capacité des RNR à « brûler » différents types de combustibles.

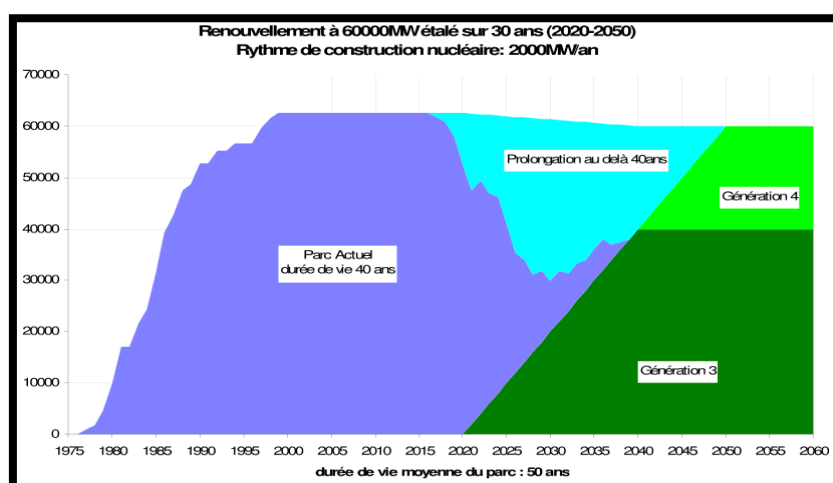


Figure 3 Scénario de renouvellement du parc nucléaire français

Afin de développer rapidement des technologies de RNR les plus performantes et industrialisables à moyen terme, douze pays (Afrique du Sud, Argentine, Brésil, Canada, Chine, Corée du Sud, France, Japon, Royaume-Uni, Russie, Suisse, USA) et l'Union

Européenne ont fait le choix en 2000 d'adhérer au Forum International Génération IV (GIF) [GIF09] [Bou09]. Ce forum propose une coopération internationale de R&D afin de mettre en commun les efforts des participants pour développer une nouvelle génération de systèmes nucléaires.

La mission de ce forum est de sélectionner et développer les systèmes de production nucléaire du futur, à l'horizon 2030-2035, en intégrant les critères du développement durable, et de nouvelles exigences avec notamment :

Des avancées :

- l'optimisation et l'économie des ressources,
- la réduction des déchets,
- la résistance à la prolifération.

Des progrès en continuité :

- la sûreté et la fiabilité,
- la compétitivité économique,
- des systèmes déplorables à l'horizon 2040,
- des atouts pour de nouvelles applications,
- une R&D internationalisée.

Parmi les différents systèmes étudiés, la France a fait le choix de développer un réacteur à neutrons rapides à caloporteur sodium forte de l'expérience de la filière RNR-Na acquise avec RAPSODIE, PHENIX et SUPER-PHENIX [Mar09] et au retour d'expérience de la dizaine de RNR-Na ayant fonctionné ou étant en service dans le monde. Cette expérience permet d'identifier les forces et les faiblesses de la filière par rapport au cahier des charges très exigeant de la quatrième génération et ainsi d'orienter les évolutions nécessaires de conception et de R&D associée. La technologie RNR-Na est la seule raisonnablement compatible avec l'objectif d'un déploiement industriel vers 2040.

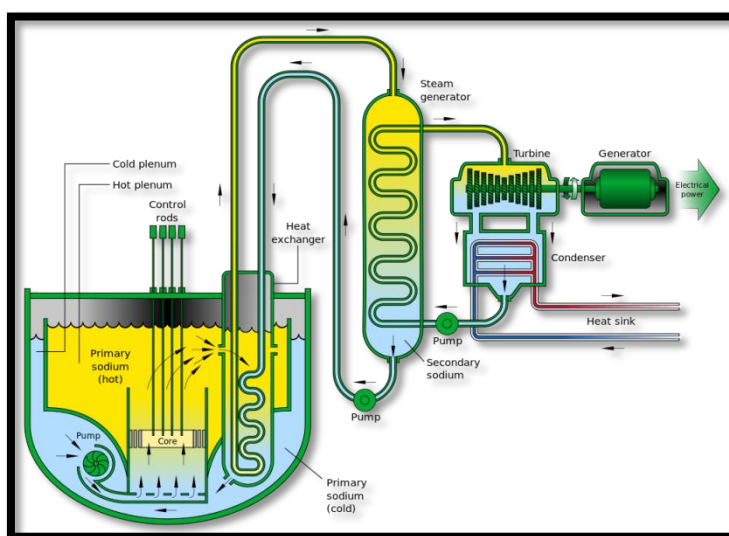


Figure 4 Le système RNR-Na

La France s'est fixée l'objectif d'avoir à l'horizon 2040 (avant que le marché de l'uranium ne pose des problèmes), un RNR de 4e génération sous une forme industrialisable. Le

gouvernement français a ainsi décidé une première phase de R&D pour 2006-2012 avec pour objectif de proposer de fortes innovations notamment dans l'amélioration de la sûreté et la compétitivité des concepts. Dans le même temps, des efforts de R&D ont été menés dans le cadre de la loi du 28 juin 2006 sur la gestion des déchets radioactifs [Loi06] qui précise notamment que le potentiel de transmutation des réacteurs de quatrième génération doit être évalué en lien avec leur impact sur les futurs systèmes de gestion des déchets.

La stratégie française actuelle est la suivante :

- des travaux de R&D avec plus particulièrement des études sur les réacteurs rapides à caloporteur sodium afin d'améliorer la sûreté, l'exploitabilité et la compétitivité,
- la démonstration de la faisabilité d'un prototype industriel.

C'est dans ce cadre-là qu'a été lancé le programme ASTRID (Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration).

b) Le programme ASTRID: Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration

Les objectifs du projet ASTRID

ASTRID doit être un prototype industriel extrapolable à la filière RNR-Na, et capable d'optimiser la gestion des matières avec notamment l'utilisation de l'uranium appauvri et du plutonium. La sûreté du réacteur doit respecter les critères fixés par le GIF avec un niveau de sûreté des RNR-Na au moins équivalent à celle de l'EPR tout en intégrant le retour d'expérience de l'accident de Fukushima. La conception doit intégrer le retour d'expérience de PX, SPX et EFR et aller plus loin sur les démonstrations de faisabilité réalisées sur l'inspection en service, les interventions, les réparations afin de démontrer la capacité des RNR-Na à une disponibilité industrielle dans la durée. Par ailleurs, le réacteur doit démontrer la faisabilité à une échelle significative de la transmutation des déchets ultimes, permettre un service d'irradiation et de test d'options tout en maîtrisant le coût d'investissement.

Des innovations par rapport à SPX et EFR

Les réacteurs SPX et EFR présentaient des vidanges en sodium positive qui se traduisaient par une augmentation de la réactivité du cœur. Les concepts de cœur d'ASTRID ont été imaginés dans l'objectif de limiter voire d'éviter ce phénomène. D'autre part, ces nouveaux concepts ne comportent plus de couvertures fertiles radiales productrice de Pu afin de tenir compte des contraintes de non-prolifération fixés par le GIF avec cependant des cœurs assurant l'iso-génération. Pour améliorer la sûreté, la perte de réactivité au cours du cycle a été limitée, de nouveaux systèmes d'arrêt ont été développés (barres hydrauliques, dispositif SEPIA (SEntinelle Passive d'Insertion d'Anti-réactivité)) et l'utilisation d'aciers de type ODS permettent une tenue sous irradiation plus importante avec un taux de dommage plus élevé autorisant des temps de séjours en cœur plus importants.

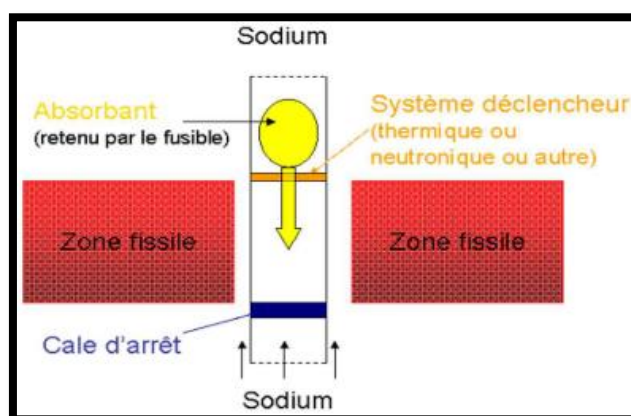


Figure 5 Dispositif SEPIA

Par ailleurs, des capteurs (ultrasons, débitmètre...) devraient améliorer l'inspection en service et la détection de fuite. Par la suite, il est envisagé, afin de limiter les conséquences d'une mise en contact accidentelle du sodium avec l'eau, d'utiliser à la place du générateur de vapeur, une turbine fonctionnant à l'azote.

Quelle puissance pour ASTRID ?

Le rôle d'Astrid est de démontrer que les options techniques retenues sont extrapolables à une filière de réacteurs producteurs d'électricité, notamment grâce à des progrès sur l'opérabilité du réacteur. La technologie RNR doit démontrer aux industriels la capacité à produire de l'électricité avec un taux de disponibilité proche de 90% en exploitation commerciale. Le réacteur doit donc être connecté au réseau et être représentatif de la filière. Pour être suffisamment représentatif que ce soit au niveau du cœur ou de la chaudière, le cœur doit avoir une puissance d'au moins 600MWe (cf. Figure 6).

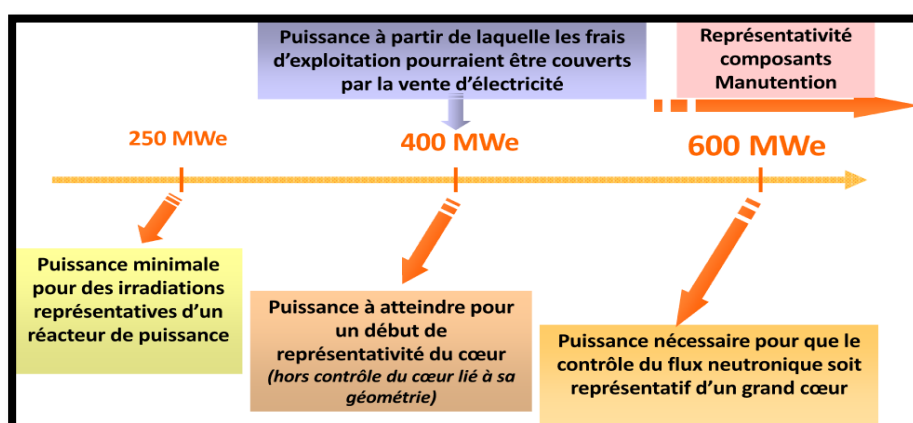


Figure 6 Le choix du niveau de puissance du RNR-Na

B. La conception de cœurs RNR-Na innovants

1. Principes de la conception

La conception de designs de cœurs RNR-Na de caractère évolutif ou plus innovants vis-à-vis des cœurs étudiés par le passé est essentielle dans l'objectif d'une amélioration significative des performances et de la sûreté des RNR-Na. Les aspects déterminants à prendre en compte pendant la phase de conception sont :

- la sûreté intrinsèque du réacteur (comportement naturel du réacteur en cas de transitoires de réactivité, de perte de débit primaire et de perte de source froide),
- la robustesse des systèmes de sécurité actifs (performances et fiabilité de la détection et des moyens de mitigation),
- le comportement du réacteur en cas d'accident grave (défaillance des systèmes précédemment cités).

Afin de satisfaire ces exigences, plusieurs choix d'options sont envisagés : niveau de puissance, nature du combustible, géométrie, constituants du cœur. Le travail de conception consiste donc à proposer différentes images de cœurs susceptibles de satisfaire les objectifs fixés pour le réacteur et à analyser la performance d'ensemble (c'est-à-dire en prenant en compte la chaudière) ainsi que le comportement pendant les transitoires [Cha96] [Mas02] [Sei10] [Sta11] [Sta13].

En effet, suivant les services attendus du réacteur, la combinaison d'options impactera de manière significative la sûreté du cœur. Ainsi un cœur iso-générateur assure une perte de réactivité moins importante au cours de l'évolution et par conséquent, nécessite une efficacité des absorbants réduite limitant les effets en réactivité en cas de remontée non prévue des barres. Au contraire, un cœur permettant la transmutation des déchets (souvent sous-générateur) implique généralement des effets de vidange plus importants accompagnés d'un effet Doppler réduit et d'une fraction de neutron retardé diminuée dégradant alors le comportement au cours des transitoires. D'autre part, le durcissement du spectre neutronique en cas de vidange du sodium s'accompagne d'un effet positif sur la réactivité qui peut être compensé par un changement de composition du cœur (quantité de sodium dans les zones fissiles, composition du combustible) ou à des innovations au niveau de la géométrie. Le travail de conception consiste donc à optimiser les combinaisons d'options en modulant les effets et à faire des compromis sur les objectifs dans le but d'un progrès très significatif des images de cœur RNR-Na et du comportement en transitoires par rapport aux précédents concepts.

2. Évaluation du comportement naturel du cœur pendant les transitoires

a) Les transitoires accidentels

Lors du fonctionnement d'un réacteur, un ou plusieurs événements imprévus appelés « initiateurs » peuvent entraîner une modification de l'état du cœur. Le cœur passe alors d'un régime stable à un régime transitoire défini par une séquence accidentelle. Les transitoires étudiés pendant les phases de conceptions de cœur concernent surtout ceux qui sont les plus pénalisants tout en gardant un caractère vraisemblable. L'objectif des études de sûreté est d'étudier le comportement naturel du concept pendant les transitoires.

Par comportement naturel du cœur, on entend le déroulement des transitoires accidentels sans intervention de systèmes de détection et de protection actifs (par exemple détection du dépassement d'un seuil de température déclenchant l'Arrêt d'Urgence par chute des barres). Ce comportement naturel est dicté par la compétition entre les différents coefficients de réactivité du cœur et dépend de leurs amplitudes bien évidemment mais également de leurs cinétiques particulières.

Les accidents qui nous intéressent ici sont les accidents graves pouvant conduire à la dégradation de la structure du cœur, via la fusion du combustible ou l'ébullition du sodium, et à la clé, à des dégagements énergétiques importants. Ces accidents graves peuvent être classés en deux grandes catégories :

- les accidents de défaut de refroidissement du cœur. On distingue les accidents :
 - globaux qui touchent l'ensemble du cœur par perte d'alimentation en sodium primaire du cœur, comme l'accident d'arrêt des pompes primaires ou l'accident par rupture de la liaison Pompe-sommier, appelée LIPOSO, ou l'accident de perte de la source froide (perte du débit secondaire),
 - locaux qui touchent un à quelques assemblages. L'accident le plus pénalisant est l'accident dit de Bouchage Total Instantané (BTI) d'un assemblage.
- les accidents d'insertion de réactivité. Trois grandes causes d'apport de réactivité sont possibles :
 - par vidange du sodium du cœur pour les cœurs de grande taille qui présentent des coefficients de vidange positifs. Le transitoire accidentel typique associé est le passage d'une bulle de gaz dans le cœur,
 - par remontée intempestive d'une ou plusieurs barres de commande. Ces barres enfoncées dans le cœur, en début de cycle, compensent la réserve de réactivité initiale nécessaire pour tenir la durée de cycle. Cette réserve de réactivité dépend directement du gain de régénération interne du cœur,
 - par compaction du cœur. Celui-ci de par les jeux entre les assemblages n'est pas en fonctionnement nominal dans sa configuration la plus réactive. Sa

compaction, en comblant tout ou partie des jeux inter-assemblages, conduit donc à un apport potentiel de réactivité.

i. Les transitoires de défaut de refroidissement du cœur

Unprotected Loss Of Flow: ULOF

La perte de pompe primaire ou une rupture du circuit entre les pompes et le sommier implique une perte du débit primaire de façon plus ou moins rapide selon l'inertie des pompes. Il en résulte une augmentation de la température du sodium et par conséquent une dilatation thermique du sodium. Selon le design du cœur, la contre-réaction de dilatation du sodium intervenant alors fait varier le niveau de puissance du cœur. La variation de puissance engendre d'une part une variation de la température du combustible avec pour conséquence un effet Doppler immédiat et d'autre part une variation de la température des différents constituants du cœur et donc un changement des effets de dilatations. Si la somme des contributions des contre-réactions ne provoque pas une baisse de la puissance dans le cœur, et si le débit primaire n'est pas rétabli à un niveau suffisant (régime forcé ou en convection naturelle), le sodium peut atteindre sa température d'ébullition. Si cette ébullition intervient dans des zones où l'effet de vidange est négatif sur le niveau de réactivité (périphérie du cœur généralement), la puissance dans le cœur peut diminuer et le régime se stabiliser. Dans le cas où l'ébullition interviendrait dans des zones à vidange positive, le niveau de puissance pourrait alors continuer à augmenter jusqu'à entraîner une phase de criticité prompte ou de fusion du cœur.

Unprotected Loss Of Heat Sink: ULOHS

La perte de débit secondaire résultant par exemple d'une perte de pompe secondaire, d'une rupture du circuit, ou de la perte de source froide engendre une augmentation de la température du sodium en entrée du cœur et par conséquent une augmentation des températures des structures et du combustible. La variation étant assez lente, les contre-réactions associées aux effets de dilatations avec des constantes de temps différentes pourront alors intervenir (la contre-réaction la plus favorable étant celle due à la dilatation du sommier). Ces effets auront pour conséquences une diminution de la réactivité et de la puissance du cœur entraînant une baisse de la température du combustible. La baisse de la température du combustible engendre un effet Doppler positif qui a tendance à augmenter la réactivité du cœur. Globalement, la somme des contributions des contre-réactions a pour effet de diminuer la réactivité jusqu'à ramener le niveau de puissance à celle de la puissance résiduelle et le cœur en régime isotherme à la température d'étouffement neutronique. Cependant, si aucun système ne permet d'extraire la puissance résiduelle du cœur, les températures continuent d'augmenter et l'ébullition du sodium peut être atteinte.

Unprotected Loss Of Supply Station Power: ULOSSP

Une perte des systèmes électriques et l'indisponibilité des diesels de secours entraînent à la fois la perte du débit primaire et du secondaire. Dans un premier temps, il se produit une perte rapide du circuit primaire avec un scénario de type ULOF. Dans un second temps, la perte du circuit secondaire entraîne une augmentation de la température du sodium et un scénario de type ULOHS. La puissance diminue pour se ramener à la puissance résiduelle et la température du sodium augmente jusqu'à atteindre l'ébullition.

ii. Transitoires d'insertion de réactivité***Unprotected Transient Over Power: UTOP***

En cas de remontée intempestive de barres de contrôle (RIB, localisée ou globale), de passage de bulles de gaz dans le cœur ou de déformation du cœur, la variation de réactivité associée peut engendrer une augmentation de la puissance du cœur. En fonction du scénario envisagé, l'insertion de réactivité peut être plus ou moins rapide.

En cas d'insertion rapide de réactivité, la puissance locale va augmenter et entraîner une augmentation de la température du combustible. L'effet Doppler associé aura tendance à diminuer la réactivité du cœur instantanément et donc à baisser la puissance. Si le niveau de puissance locale pendant le transitoire augmente suffisamment, la température maximale de fusion du combustible peut être atteinte.

Dans le cas où l'insertion de réactivité est assez lente, l'augmentation de température du cœur implique un effet Doppler immédiat et un changement des dilatations des matériaux du cœur. Les contre-réactions associées pour les matériaux de structure et combustibles auront alors tendance à diminuer la réactivité du cœur et à compenser l'insertion de réactivité alors que la variation de réactivité due à la dilatation sodium dépendra du design du cœur. D'autre part si la température du sodium est suffisante pour atteindre l'ébullition, la variation de réactivité dépendra, en plus des autres contre-réactions, de la contre-réaction associée à la vidange sodium. Comme pour l'insertion rapide de réactivité, si la température de fusion de la gaine est atteinte, il est alors possible d'arriver à une fusion du cœur.

Par ailleurs, dans le cas hypothétique d'une bulle de gaz passant dans le cœur, il s'en suit en premier lieu une variation de la réactivité liée à la vidange du sodium qui dépend de la taille de la bulle. La rapidité d'insertion de la réactivité est liée à la vitesse d'écoulement du sodium qui est typiquement de l'ordre de 10 m/s.

b) Modèle de la cinétique ponctuelle

Que ce soit pendant le pilotage du réacteur ou en phase de transitoire accidentel, les propriétés physiques du réacteur évoluent par l'intermédiaire de phénomènes physiques et du comportement neutronique du cœur. L'évolution des propriétés physiques du cœur est obtenue en mettant en œuvre les théories de la cinétique neutronique.

Les équations associées à la théorie de la cinétique spatiale sont très coûteuses en temps de calcul et leur utilisation reste limitée. Néanmoins, l'évolution temporelle du nombre de neutrons et de précurseurs dans le cœur peut être obtenue à partir de la théorie de la cinétique ponctuelle.

Pour simplifier les équations, la cinétique ponctuelle repose sur deux hypothèses :

- Le comportement des neutrons est le même en tout point du système, de sorte qu'on peut raisonner sur le nombre total comme si le réacteur était réduit à un point.
- La probabilité de disparition du neutron par absorption est indépendante de l'âge du neutron (vrai si tous les neutrons sont supposés monocinétiques)

En d'autres termes, le transitoire dû à la modification des propriétés physiques du cœur ne change pas la forme spatiale du flux de neutrons. Il n'affecte que l'amplitude du flux et le milieu se comporte comme s'il était réduit à un point. Ce modèle de la cinétique ponctuelle est donc un modèle approché qui reste cependant une très bonne approximation pour les réacteurs à neutrons rapides.

La théorie de la cinétique ponctuelle est gouvernée par les équations de Nordheim. Ce sont deux équations différentielles linéaires du premier ordre couplées régissant respectivement l'évolution temporelle de la population totale de neutrons dans le réacteur et celle des précurseurs de neutrons retardés.

$$\left\{ \begin{array}{l} \frac{dT(t)}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta(t)}{\Lambda(t)} T(t) + \sum_i \lambda_i C_i(t) + q(t) \\ \frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i(t)}{\Lambda(t)} T(t) + \lambda_i C_i(t) \end{array} \right.$$

L'évolution du nombre total de neutrons dépend donc de trois paramètres :

- la réactivité du cœur,
- le temps de vie moyen des neutrons dans le réacteur,
- les paramètres de neutrons retardés :
 - β_i , fraction de neutrons retardés issues des noyaux appartenant à la famille i ,
 - λ_i , la constante de décroissance des neutrons retardés de la famille i .

Durant un transitoire, la variation de réactivité du cœur est la somme de contributions positives et négatives des différentes contre-réactions neutroniques et de la contribution des « réactivités externes » (barres de contrôle, dispositif SEPIA).

A noter que ces contre-effets élémentaires sont liées et se compensent globalement tout au long de l'accident permettant la stabilisation du réacteur.

c) Paramètres neutroniques utilisées pour la simulation des transitoires

La cinétique ponctuelle utilise pour simuler le comportement du cœur en transitoires incidentels non protégés les grandeurs neutroniques caractéristiques du concept en données d'entrée. Les principales grandeurs d'intérêts pour les transitoires sont la distribution spatiale de puissance dans le cœur, les paramètres cinétiques (β_{eff} , temps de vie des neutrons,...), l'anti-réactivité des barres de contrôles et les contre-réactions neutroniques [Zae09]. Les contre-réactions sont décrites théoriquement dans les paragraphes suivants.

i. Les contre-réactions élémentaires

Dans un cœur en fonctionnement, toute variation de température entraîne une modification de la géométrie du cœur et de la masse volumique des constituants (combustible, acier, sodium) par effet de dilatation et un changement des sections efficaces de réactions (effet Doppler). Il en résulte une perturbation du bilan neutronique qui se traduit par un effet en réactivité. En retour, cette réactivité agit alors sur l'évolution de la puissance et des températures. C'est le phénomène de contre-réaction thermique. Les coefficients de contre réactions utilisés en transitoires sont calculés de manière indépendante en faisant l'hypothèse que la somme des effets permet de retrouver la variation de réactivité.

ii. Effet Doppler

Une variation de température du combustible entraîne une modification de l'agitation thermique des atomes de la matière. Lors de l'interaction neutron-noyau, la vitesse du noyau cible due à l'agitation thermique est prise en compte dans la vitesse relative du neutron par rapport au noyau. La section efficace étant fonction de la vitesse relative, une variation de température du combustible entraîne une modification de la section efficace. Cet effet qui peut être négligé pour le ralentissement doit être pris en compte pour les sections d'absorption qui présentent des variations rapides de section efficace en fonction de l'énergie. L'augmentation de l'agitation thermique tend à élargir les résonances et à abaisser les pics alors que l'intégrale de la section reste constante. La largeur de la résonance participant plus que la hauteur du pic pour l'absorption des neutrons, il en résulte que davantage de neutrons seront absorbés (captures & fissions). Le résultat de cet effet sur la réactivité dépend donc du spectre et du combustible dans le cœur. Un RNR-Na présente une quantité importante d'Uranium 238 avec de nombreuses résonances d'absorption dans le domaine d'énergie 0.1-10 keV (le plutonium aussi...). Le coefficient Doppler associé entraîne donc généralement une baisse de la réactivité du cœur. La contre-réaction Doppler agit de manière quasi-instantanée et est favorable en cas de transitoire rapide de réactivité.

Le coefficient Doppler noté α_D est calculé localement dans le cœur et s'exprime en pcm/°C :

$$\alpha_D = \frac{d\rho}{dT^c} (\text{pcm}/^\circ\text{C})$$

Un autre moyen de l'exprimer consiste à calculer la constante Doppler K_D .

$$K_D = \frac{\int_{T^{nominal}}^{T^{perturbé}} \alpha_D dT^c}{\ln\left(\frac{T_{perturbé}^c + 273}{T_{nominal}^c + 273}\right)} (pcm)$$

iii. Effet de dilatation sodium

L'augmentation de la température du sodium a pour effet de diminuer sa densité. Par conséquent, le nombre d'interactions entre les noyaux de sodium et les neutrons diminuent. Ceci implique un durcissement du spectre et une augmentation des fuites de neutrons. Le durcissement du spectre entraîne une réduction du nombre de captures ($\uparrow \rho$) et une diminution du nombre de fissions ($\downarrow \rho$) à basse énergie et une augmentation du nombre de fissions à hautes énergies ($\uparrow \rho$). Par ailleurs, un spectre plus « dur » entraîne une augmentation de l'aire de migration des neutrons et donc des fuites ($\downarrow \rho$). La variation de réactivité peut être positive au centre du cœur et négative dans les autres zones du cœur. La variation de la réactivité totale du cœur résulte ainsi de la compétition entre ces différents effets locaux.

Le coefficient de dilatation du sodium, noté α_{Na} se calcul : $\alpha_{Na} = \frac{d\rho}{dT_{Na}} (pcm/^{\circ}C)$

iv. Dilatation du combustible

La dilatation du combustible peut être traitée de deux façons suivant que le combustible est lié ou non à la gaine. La dilatation axiale est gouvernée par le coefficient de dilatation de la gaine si le combustible est lié à la gaine ou par le coefficient de dilatation combustible si le combustible est libre (non-lié) de ses déplacements par rapport à la gaine. Cet effet entraîne une contre-réaction α_{Comb} à laquelle correspond des variations de réactivité suivantes :

- Une diminution de la concentration de noyaux fissiles dans le combustible avec un effet négatif en réactivité.
- Une augmentation de la hauteur totale fissile avec un effet positif en réactivité.
- Une augmentation de la masse de sodium dans le cœur (issue de l'augmentation de la hauteur fissile). Cet effet est généralement négatif.

La dilatation radiale est un effet négligeable en réactivité compte tenu du libre parcours moyen des neutrons.

v. Dilatation des structures : la gaine et le tube hexagonal

La dilatation de la gaine et du tube hexagonal se décomposent également en deux effets:

- La dilatation axiale engendre une diminution de la concentration d'atomes d'acier pour une certaine longueur donnée, diminuant ainsi les interactions entre les noyaux d'acier et les neutrons (captures neutroniques). Cet effet est positif.
- La dilatation radiale augmente le volume de la gaine et du tube hexagonal. Cela implique une diminution de la fraction de sodium (effet similaire à la dilatation sodium). Cet effet est donc généralement positif.

Si les matériaux qui composent la gaine et le tube hexagonal sont identiques, la contre réaction se note $\alpha_{Structure}$ sinon elles sont notées α_{Gaines} et α_{TH} .

vi. Effet Sommier

L'augmentation de la température d'entrée du sodium dans le cœur a pour conséquence une augmentation de la température du support du cœur (sommier). La dilatation du sommier entraîne une augmentation du rayon du cœur. Il en résulte une fraction de sodium plus importante dans le cœur et une fraction de combustible plus faible. L'effet sur la réactivité, noté $\alpha_{Sommier}$ est négatif.

vii. Effet de dilatation différentielle entre le cœur, la cuve et les barres de contrôle

La dilatation axiale du combustible entraîne une augmentation de la hauteur des assemblages. Par ailleurs, la dilatation des supports de barres de contrôle qui sont fixés à la dalle abaisse la position des barres dans le cœur. Ces deux effets ont pour conséquence un enfoncement des barres dans le cœur et donc une perte de réactivité. Un troisième effet résulte de la dilatation de la cuve. En se dilatant, la cuve augmente la distance entre la dalle et le cœur, ayant comme conséquence une extraction des barres du cœur. Cet effet engendre une insertion de réactivité.

Ces effets n'ont pas les mêmes temps de relaxation suivant la conception du bloc réacteur. L'effet de dilatation différentielle noté α_{ccb} se manifeste tout d'abord avec la variation de la hauteur combustible, puis par l'allongement des tiges de barres et enfin par la dilatation de la cuve.

viii. Effet plaquettes

La température du sodium augmente en traversant le cœur. La dilatation différentielle des assemblages n'est donc pas la même entre le haut et le bas du cœur. Toute augmentation de l'échauffement cœur entraîne un mouvement de gerbage du cœur et donc une baisse de réactivité. Cet effet est faible et n'est pas pris en compte dans le cadre de ce travail.

ix. Impact des contre-réactions pendant les transitoires

L'impact des contre-réactions pendant les transitoires dépend du scénario étudié. Généralement, les contre-réactions neutroniques ont pour résultat une stabilisation du cœur avec une compétition entre les différents effets. Suivant le design de cœur, certains effets neutroniques peuvent être favorisés améliorant ainsi le comportement du cœur pour certains accidents (cf. Tableau 3).

Contre-réaction	ULOSSP	ULOHS	ULOF	UTOP
Dilatation du sodium, des gaines et des tubes hexagonaux	-	-	-	-
Effet Doppler	+ puis -	+ puis -	+ puis -	+
Dilatation du sommier	+	+	-	+
Effet plaque	+	-	+	+
Efficacité des barres de contrôle	+	+	+	Fonction du scénario

Tableau 3 Impact des contre-réactions sur la réactivité (+ : effet positif et - : effet négatif)

Pour chacun des grands types d'accidents, l'objectif du travail de conception consiste à déterminer quels sont les coefficients de réactivité qui interviennent de manière prépondérante dans leurs déroulements afin de définir leurs domaines optimaux pour réduire à minima les risques de dégradation du cœur.

3. La conception des designs pour ASTRID : concepts « SFR-v2b » et « CFV »

a) Nouveaux designs de cœur RNR-Na

Dans le cadre des directives fixées par le forum génération IV, plusieurs études ont été menées au CEA [Mig08] [Var09] [Rim08] [Fon11] pour concevoir des design de cœurs RNR-Na avec une « sûreté » renforcée et un niveau de performance au moins équivalent aux concepts déjà étudiés dans le passé. Dans un but d'amélioration de la sûreté des RNR-Na, l'effort de conception des nouveaux cœurs a été essentiellement centré sur deux points : une faible réserve de réactivité en cœur en début de cycle et un faible effet de vidange en fin de cycle [Var12].

i. Le cœur SFR V2b

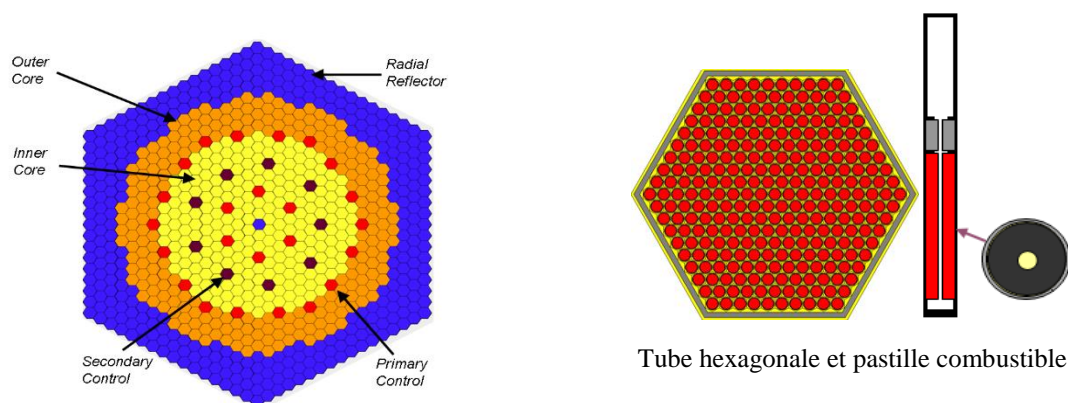
Le cœur SFR V2b [Sci09] a été tout d'abord défini après une suite d'optimisations au niveau de l'aiguille, de l'assemblage et du cœur qui lui ont permis d'atteindre des objectifs de compétitivité améliorée, de sûreté accrue, et un risque de prolifération réduit. Ce cœur se caractérise par le remplacement des couvertures fertiles par des réflecteurs, un gain de régénération interne nul (voire même légèrement positif), un effet de vidange sodium réduit par rapport au projet EFR et une réserve de réactivité très réduite (grâce à une faible perte de

réactivité en cours de cycle). Les principales différences et particularités neutroniques de ce cœur par rapport aux cœurs de la filière RNR-Na (SPX et le projet EFR) portent sur :

- une augmentation de la fraction de combustible (oxyde $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ sous forme d'aiguilles) dans le cœur, typiquement de 40% à près de 50%, d'où un inventaire plutonium initial nettement accru (+20%),
- une diminution correspondante de la fraction de sodium dans le cœur, de 35% à ~27%, et de la fraction de matériaux de structure de 25% à ~18%,
- ces proportions ont été obtenues d'une part, par un réseau plus serré d'aiguilles, grâce à un diamètre de « fil espaceur » plus petit (~1 mm) et d'autre part, par un diamètre de pastille accru (9,5 mm, avec trou central de 2 mm),
- la fraction volumique élevée du combustible permet de réduire la teneur moyenne en plutonium de ~19% à 14-16%,
- une hauteur active de cœur similaire, mais un diamètre plus grand à même puissance totale (volume cœur augmenté de 12 à plus de 17 m³, diminution de la puissance volumique) et en conséquence un cœur plus plat (rapport Hauteur sur Diamètre réduit),
- la présence de réflecteurs/protections compacts et performants, sans matériaux fertiles en remplacement des couvertures en uranium,
- L'introduction dans l'option de transmutation des actinides mineurs à vie longue de couvertures fertiles dopées en Américium,
- la présence éventuelle d'un plénum sodium d'épaisseur ~30 cm en partie supérieure du cœur.

Ce cœur de référence¹ conçu pour la filière se décline en une version pour ASTRID avec un niveau de performance proche du cœur filière et comme caractéristiques principales une iso-génération du combustible (autant de matière produite que consommée), une nappe de puissance stable au cours du cycle, une perte de réactivité faible (de l'ordre de 500 pcm) et des coefficients de contre-réaction améliorés. Cependant, ce design présente un effet de vidange du sodium très largement positif (4.8\$ en fin de cycle à l'équilibre), bien qu'inférieur à celui du cœur EFR, pouvant s'avérer pénalisant en cas d'accident.

¹ Les caractéristiques du cœur en version ASTRID homogène SFR V2b d'une puissance de 1500 MWth sont données en Annexe C.



ii. Le design CFV

Parallèlement aux études réalisées pour évaluer les performances du cœur SFR V2b, un travail d'investigation [Sci11] a été réalisé au CEA pour proposer un nouveau concept de cœur CFV (cœur à faible vidange) présentant un effet de réactivité nul voire négatif en situation de vidange totale sodium avec pour objectif un comportement naturel plus favorable pendant les transitoires mais affichant toutefois des caractéristiques en terme de performances similaire au SFR V2b (faible perte de réactivité, faible fraction volumique de sodium pour limiter l'effet de vidange). Afin de rester sur une image de cœur industrialisable à moyens termes, les principales voies possibles pour réduire l'effet de vidange sur sa composante centrale ont été laissées de côté : à savoir l'ajout de modérateur dans le cœur, l'utilisation d'un combustible de type thorium,... jugés trop novateurs (pas assez de retours d'expérience associés) pour un futur proche. Les innovations ont donc portées sur l'augmentation des fuites de neutrons.

Le terme de fuite de neutrons a déjà été étudié et plusieurs innovations ont été proposées dans la littérature [Che96]. En particulier, le concept du plenum sodium, parfois couplé à une zone absorbante supérieure, est très utilisé par les Russes. Mais le gain apporté n'est alors que de l'ordre de 1 à 1,5\$.

Afin d'avoir des fuites de neutrons significatives en situation vidangée, il est nécessaire d'avoir une hauteur du plenum suffisamment grande et un matériau absorbant au-dessus du plenum sodium afin de limiter l'effet réflecteur que l'on obtient en partie supérieure du plenum. En situation nominale, le plenum sodium joue un très bon rôle de réflecteur. En situation vidangée, la couche absorbante évite à un maximum de neutrons fuyards de revenir dans le cœur. Ainsi, une épaisseur de plenum de l'ordre de 30 cm permet d'aboutir à un bon effet plenum et à une pénalité faible de la couche absorbante sur le cœur en fonctionnement. Cette hauteur est un compromis entre la valeur minimale imposée par le libre parcours moyen des neutrons dans cette zone (10 cm), et la longueur de diffusion (60 cm) au-delà de laquelle l'efficacité du réflecteur se stabilise.

Pour amplifier cet effet du plenum, il a été retenu d'augmenter l'importance du flux au voisinage du plenum en ajoutant une plaque fertile centrale. En situation de vidange, le flux dans la zone proche du plenum va diminuer fortement entraînant une perte importante de réactivité. Pour une hauteur de cœur donnée, plus la plaque fertile sera grande, plus le niveau de flux proche du plenum tendra à augmenter et meilleur sera l'effet de vidange. Il est toutefois primordial de conserver un cœur dans lequel aucune zone ne se trouve découplée neutroniquement de l'ensemble. La hauteur de la plaque fertile a donc été fixée à 20 cm.

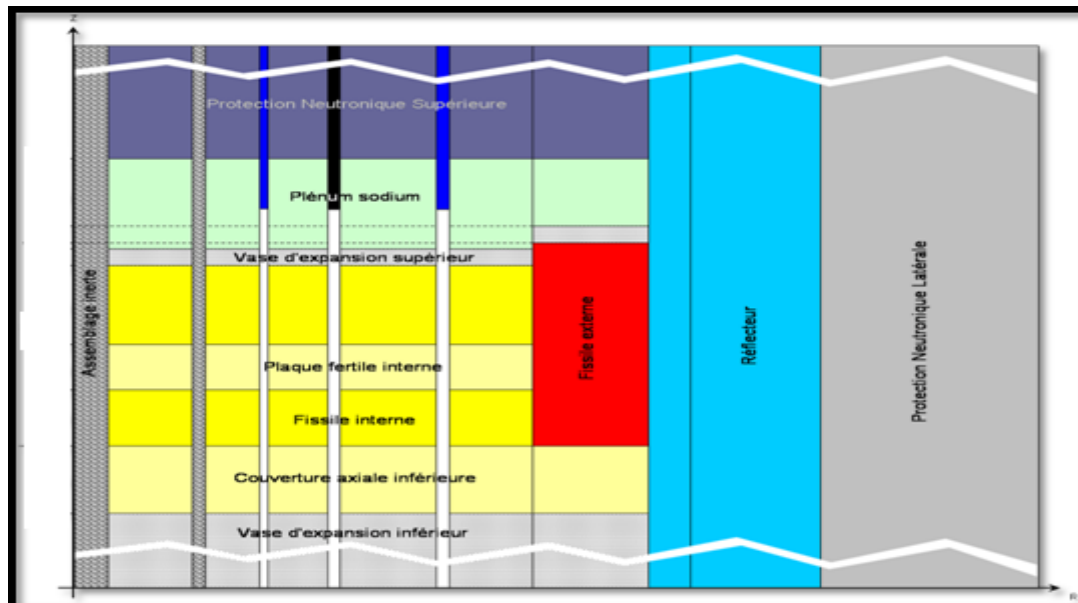


Figure 7 Schéma axial du Cœur à Faible Vidange CV-V1 1500 MWth

Finalement, l'optimisation de la composante de fuites de l'effet de vidange utilise les effets combinés de plusieurs solutions individuelles (cf. Figure 7) :

- Un plenum de sodium positionné dans la partie haute du cœur, c'est-à-dire dans la zone où le sodium est le plus chaud, joue un rôle de réflecteur en situation nominale et permet en cas d'ébullition du sodium d'augmenter les fuites de neutrons.
- L'ajout d'une protection neutronique supérieure au-dessus du plenum composée d'un matériau neutrophage réduit la réflexion de neutrons dans le cœur en cas de vidange du plenum.
- L'ajout d'une plaque fertile au centre du cœur a tendance à augmenter le flux neutronique en périphérie du cœur et donc d'augmenter les fuites.
- Enfin, une hauteur fissile plus grande dans le cœur externe augmente la surface entre fissile et plenum. Ceci a pour effet d'augmenter les fuites de neutrons tout en améliorant la puissance dégagée par les assemblages en périphérie du cœur, favorisant ainsi, l'aplatissement de la nappe de puissance et donc la température de sortie du sodium.

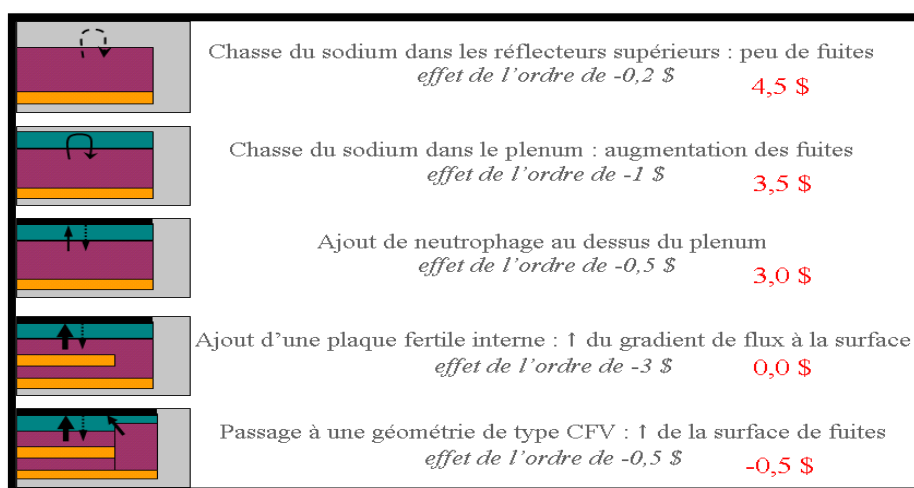


Figure 8 Schéma illustrant l'impact des différentes solutions pour une réduction de l'effet de vidange de -4.7 \$

L'ensemble de ces solutions rend le design de cœur très hétérogène (cf. Figure8) et implique alors l'utilisation d'outils de simulation les plus précis et robustes possibles.

b) Spécificité du cœur CFV : l'effet de vidange

Le concept CFV a donc été optimisé pour réduire significativement l'effet de vidange sodium. Lors de la vidange du cœur, le ralentissement par le sodium est fortement réduit avec un impact direct sur le flux et un durcissement du spectre dans les zones combustibles (cf. Figure9). Le durcissement du spectre entraîne une augmentation du nombre de fissions (fission sur l'U238 en particulier).

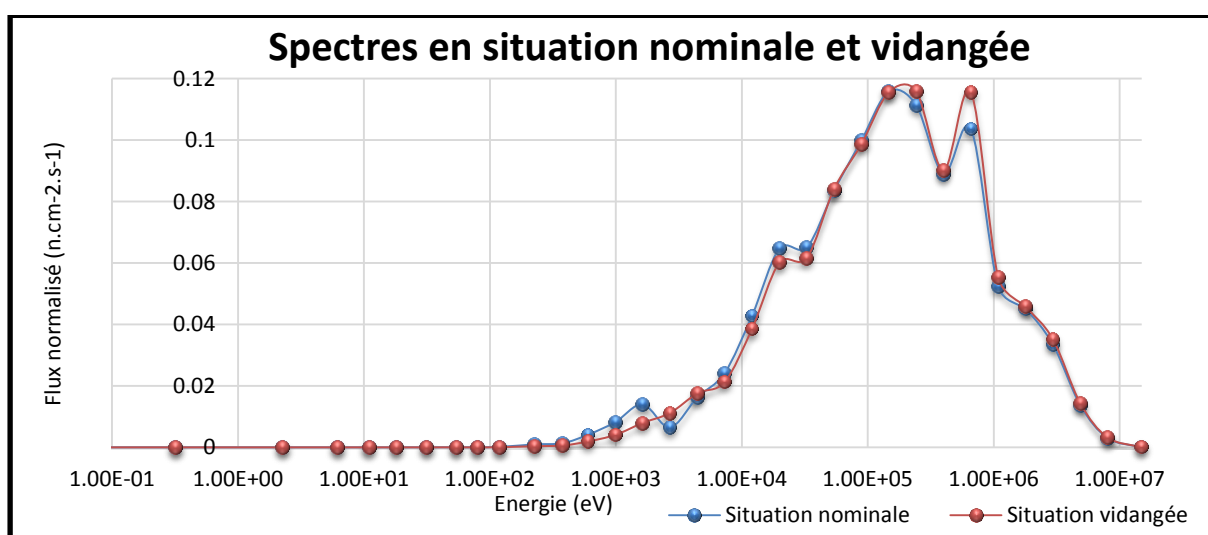


Figure 9 Spectre du cœur de type CFV en situation nominale et vidangée

Néanmoins la spécificité du design CFV réside dans la forte augmentation des fuites neutroniques en situation vidangée. La présence combinée d'un plenum de sodium et de la plaque fertile centrale a pour conséquence de favoriser les fuites dans la partie supérieure du cœur. En effet en situation de vidange, on observe une baisse très importante du niveau de

flux au niveau de l'interface avec le plenum de l'ordre de -50% (cf. Figure10) en raison de la diminution très importante de la capacité de réflexion de ce volume du cœur et à l'apparition d'une zone absorbante en bore en limite supérieure de plenum vidangé.

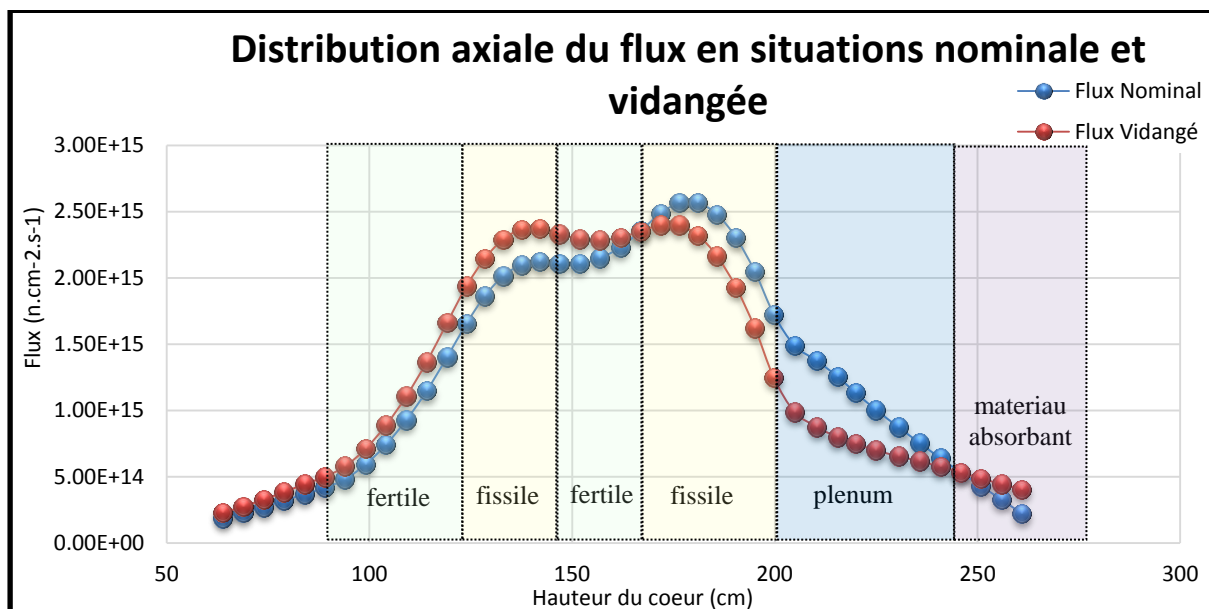


Figure 10 Distribution axiale du flux sur le cœur CFV en situations nominale et vidangée

Par ailleurs, des études physiques portant sur la variation de l'effet de vidange en fonction de la densité du sodium ont démontré un aspect non linéaire associé à l'effet de vidange. En décomposant la contribution de l'effet de vidange en un effet de fuite et un effet central, il est apparu une non-linéarité de la composante de fuite en fonction de la quantité de sodium vidangée (cf. Figure11).

Cette non-linéarité est particulièrement importante dans une gamme de perturbations correspondant à une vidange élevée de sodium dans le plenum, c'est-à-dire dans des configurations de cœur avec ébullition locale du sodium ou de passage de bulles de gaz.

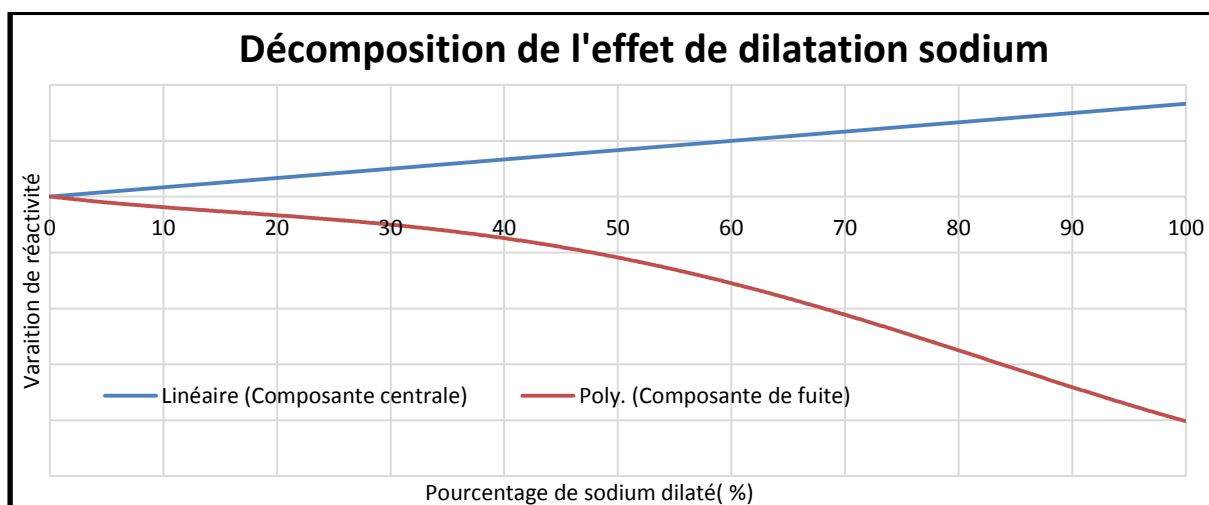


Figure 11 Effet de vidange en fonction de la densité du sodium en fin de cycle

D'autre part, en décomposant l'effet de vidange sur les différentes zones du cœur (cf. Figure 12), il apparaît que la non-linéarité est le résultat des fuites de neutrons au niveau du plenum. Cette contribution du plenum à l'effet de vidange sera d'autant plus importante que la fraction volumique vidangée est importante.

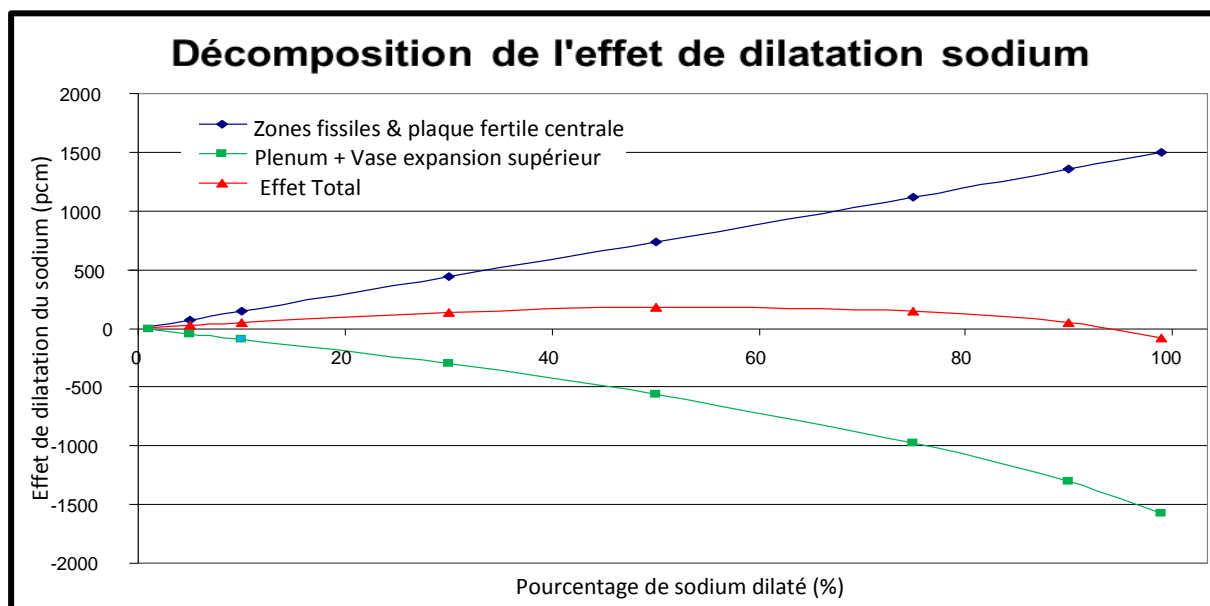


Figure 12 Non-linéarité de l'effet de dilatation du sodium dans le plenum et le vase d'expansion supérieur.

L'effet de vidange se décompose donc en deux contributions :

- une contribution positive (zones fissile et fertiles) quasiment linéaire avec la perturbation
- une contribution négative (fuite des neutrons dans le plenum) qui change non linéairement en fonction de la perturbation. Le plenum joue le rôle de réflecteur dont l'efficacité varie avec la concentration atomique du sodium.

c) Les différentes variantes du design CFV

Dans l'optique d'une amélioration continue des performances du concept CFV pour le projet ASTRID, plusieurs étapes de conception ont abouti à différents images de référence (V0, V1, V2 et V3) du cœur :

La version V0 du CFV est la première déclinaison directe du cœur filière de 2400 MWth. Cette version, de performances proches du SFR-v2b, avec une hauteur de cœur interne de 80 cm et une hauteur de cœur externe de 100 cm avait pour objectif :

- de vérifier de façon macroscopique la possibilité d'extrapoler le concept hétérogène CFV,
- de disposer des premières évaluations de performances en transitoire de perte de débit non-protégé,

- d'utiliser un gainage AIM1 tout en conservant des performances similaires à un gainage ODS.

Cette version a permis des premières études de sûreté avec la mise en avant des apports du design pour la vidange. Néanmoins, la distribution de puissance de cette version n'a pas été optimisée impliquant des pertes de charges importantes pour certains assemblages. Cette perte de charge trop importante s'est avérée problématique lors des études des transitoires accidentels.

La version V1 est une première optimisation avec une amélioration du design du cœur (nombre d'assemblages absorbants, volume du cœur, perte de charge, enrichissements...) dans le but d'un aplatissement de la nappe de puissance et d'une augmentation des marges à ébullition sodium pendant les transitoires de perte de débit.

L'objectif de la version V2 était de trouver une image privilégiant notamment un comportement naturel maîtrisé pendant les transitoires de perte de débit et de remontée de barres de contrôle (RIB) sans l'utilisation de dispositif complémentaire de sûreté. La version V2 permet ainsi, par l'intermédiaire d'une diminution de la taille des aiguilles et de la puissance volumique d'avoir un effet Doppler réduit avec une température fissile plus faible. Néanmoins, la température fissile plus faible implique une quantité plus importante de combustible libre en cœur et par conséquent un effet de dilatation positif en réactivité pénalisant. Cet effet a contrebalancé les gains obtenus pour l'effet Doppler. Par ailleurs, en cas de RIB, un combustible plus froid assimile moins bien une augmentation de puissance pouvant entraîner une interaction pastille-gaine en transitoires.

Enfin la version V3 actuellement étudiée au CEA est basée sur le design de la version V1 mais avec l'ajout de dispositifs complémentaires de sûreté (SEPIA, barres hydrauliques) et la prise en compte d'un stockage interne des assemblages usés afin de diminuer le coût de fonctionnement de la centrale.

D'autres variantes de cœur permettant la transmutation (en modes homogène et hétérogène) sont étudiées au CEA. Ces nouveaux dessins de cœurs sont donc en phase de recherche d'optimisation mais les différentes variantes susceptibles d'émerger de ces études ne pourront que confirmer que ces cœurs de RNR-Na innovants s'éloignent sensiblement des dessins conventionnels RAPSODIE, PHENIX et SUPER-PHENIX pour lesquels on dispose d'une large base de qualification neutronique et d'un vaste retour d'expérience.

A ces progrès au niveau neutronique, s'accompagnent des innovations dans les autres domaines de la physique. Ainsi de nouveaux matériaux sont susceptibles d'être retenus afin d'améliorer leurs performances. Ces matériaux sont soit absorbants : B₄C, Hf (afin d'améliorer la tenue des absorbants dans le temps et en transitoire) soit réflecteurs : Acier, SiC, ¹¹B₄C, MgAl₂O₄ (afin d'améliorer l'aplatissement de la nappe de puissance en bordure du cœur) soit enfin modérateurs : ¹¹B₄C, Be, BeO (afin d'adoucir le spectre du cœur ce qui permet d'amplifier l'effet Doppler et de réduire l'effet de vidange). Des couvertures fertiles chargées

en Américium peuvent également être placées en périphérie radiale du cœur pour accroître la capacité à recycler les actinides mineurs sans dégrader les caractéristiques intrinsèques de sûreté.

La forte hétérogénéité du concept et le choix innovant des matériaux ordonnent la planification d'un dossier de vérification/validation/qualification des outils de neutronique aptes à répondre aux besoins des dossiers de sûreté.

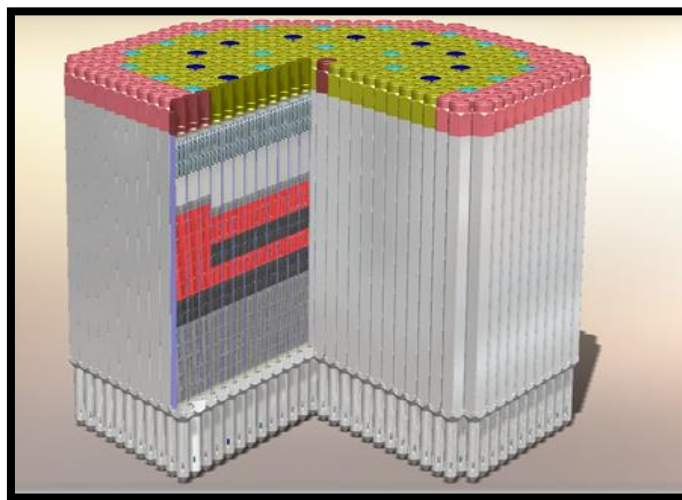


Figure 13 Le design CFV

C. Problématique générale : évaluation du comportement du cœur pendant les transitoires

1. Améliorations et validation des méthodes de calcul et quantification des incertitudes

Les cœurs en projet pour le réacteur ASTRID sont basés sur des configurations géométriques hétérogènes avec des vidanges en sodium proches de zéro, ce qui nécessite des outils de calculs robustes. En lien avec l'élaboration du rapport préliminaire de sûreté du réacteur ASTRID, plusieurs pistes d'études et d'amélioration des méthodes de calcul ont été envisagées pour évaluer les performances et la sûreté des concepts innovants.

Le travail de thèse s'inscrit dans ce cadre et a pour motivations principales d'une part l'amélioration des méthodes et des outils de calculs des paramètres neutroniques des RNR-Na et d'autre part une quantification des biais et incertitudes associées. L'évaluation des biais et incertitudes sur les grandeurs neutroniques est nécessaire pour assurer un fonctionnement du réacteur dans les marges de sûreté imposées et définir les programmes expérimentaux en support au projet ASTRID.

Les biais et incertitudes sur les grandeurs d'intérêt proviennent des données d'entrée des études ainsi que des approximations de méthodes. De manière plus détaillée, les incertitudes ont pour origine:

- les données nucléaires (sections efficaces macroscopiques pour une composition du cœur donnée),
- les données technologiques (données de fabrication et notamment la géométrie, les concentrations atomiques des constituants du cœur et les lois de dilatations thermiques utilisées),
- l'évolution du bilan matière dans le cœur sous irradiation,
- la thermique du combustible,
- les biais provenant des solveurs, des schémas de calculs (et de la modélisation) et des méthodes utilisées.

Par ailleurs les incertitudes sur la composition du cœur irradié et la thermique du combustible sont elles-mêmes fortement affectées par celles sur les données nucléaires. La propagation des incertitudes issues des données nucléaires sur les grandeurs neutroniques est donc complexe car celles-ci sont corrélées de plusieurs façons. Cette complexité est en outre accrue si l'on souhaite évaluer la corrélation spatiale des grandeurs neutroniques et des incertitudes.

a) Les activités de validation globale

Le travail de thèse s'inscrit dans le cadre de la démarche de vérification, validation et qualification des outils de calculs scientifiques utilisés pour évaluer avec précision les

grandeurs physiques d'intérêt pour les RNR-NA. Les objectifs de la VVQI (Vérification, Validation, Qualification et quantification des Incertitudes) visent à obtenir des outils de calculs robustes et précis, avec des biais de calculs des grandeurs d'intérêt maîtrisés et des incertitudes associées aux études réalisés quantifiées.

Les activités de validation globale se décomposent en 3 étapes successives principales :

- La Vérification qui permet de s'assurer que les équations des modèles physiques utilisés dans les codes sont résolues correctement et que les approximations des modules de calculs et des méthodes numériques sont suffisamment faibles par rapport aux objectifs fixés.
- La Validation numérique des modèles physiques et des schémas de référence. Cette validation, purement numérique, est réalisée par la comparaison des résultats du schéma de calcul à un calcul « étalon », à mêmes données nucléaires. Ce calcul étalon peut être un raffinement dans le calcul déterministe pour un ou plusieurs des paramètres (maillage énergétique, déviation angulaire, module géométrique exact, etc.) Le processus de validation numérique se termine généralement par une comparaison à un calcul Monte-Carlo TRIPOLI4 qui permet de quantifier le biais dû aux méthodes. Dans cette étape, la précision des données d'entrée des codes n'est pas déterminante, l'objectif étant d'évaluer les biais à partir d'un même jeu de données. C'est la raison pour laquelle, la modélisation de concepts de cœurs isothermes à 20°C où le traitement des sections efficaces est simplifié est couramment employée pendant la validation numérique.
- La Validation expérimentale dont la démarche consiste à s'assurer que les résultats de l'outil de calculs sont en bons accords avec les valeurs mesurées qu'elles soient issues d'expériences intégrales en maquettes critiques ou en réacteurs de puissance ou le résultat d'analyse de combustibles irradiés ou d'irradiations en réacteurs expérimentaux.

Toutes ces étapes du processus doivent permettre de quantifier les incertitudes aux valeurs prédictives (avec ou sans facteurs correctifs) fournies par les outils de calculs. Ceux-ci sont caractérisés par leurs domaines de pertinence (domaine dans lequel les approximations de modèle sont considérées valides) et d'expérience où les résultats sont en bon accord avec les mesures. La validité du code sera d'autant mieux assurée que la base de données expérimentales couvre le domaine d'application et les diverses caractéristiques recherchées.

b) Approche « Best Estimate Plus Uncertainty » (BEPU)

Le principal objectif d'une analyse de sûreté est de démontrer de manière robuste que toutes les exigences en termes de sûreté fixées pour un concept de cœur sont respectées. Ce travail est réalisé en montrant que des marges suffisantes existent entre les valeurs des paramètres

importants (températures du sodium ou du combustible par exemple) et le seuil à partir duquel la sûreté du cœur est compromise (températures d'ébullition ou de fusion).

Pour définir les marges, il existe deux approches distinctes :

- soit en appliquant une approche conservative qui consiste à appliquer une combinaison de modèles donnant des estimations pessimistes des valeurs recherchées afin de se placer dans une situation enveloppe vis à vis des critères de sûreté à atteindre,
- soit en utilisant une approche « Best Estimate » qui consiste ainsi à réaliser la meilleure estimation, c'est-à-dire la plus réaliste possible des grandeurs d'intérêt et de leurs incertitudes associées. Cette approche nécessite donc l'utilisation des codes et des modèles physiques les plus précis afin d'obtenir une estimation réaliste de la réponse globale du réacteur pendant les transitoires. Ces codes doivent donc être basés sur des modèles très détaillés avec le minimum d'approximations et doivent tenir compte des corrélations possibles entre les grandeurs étudiées.

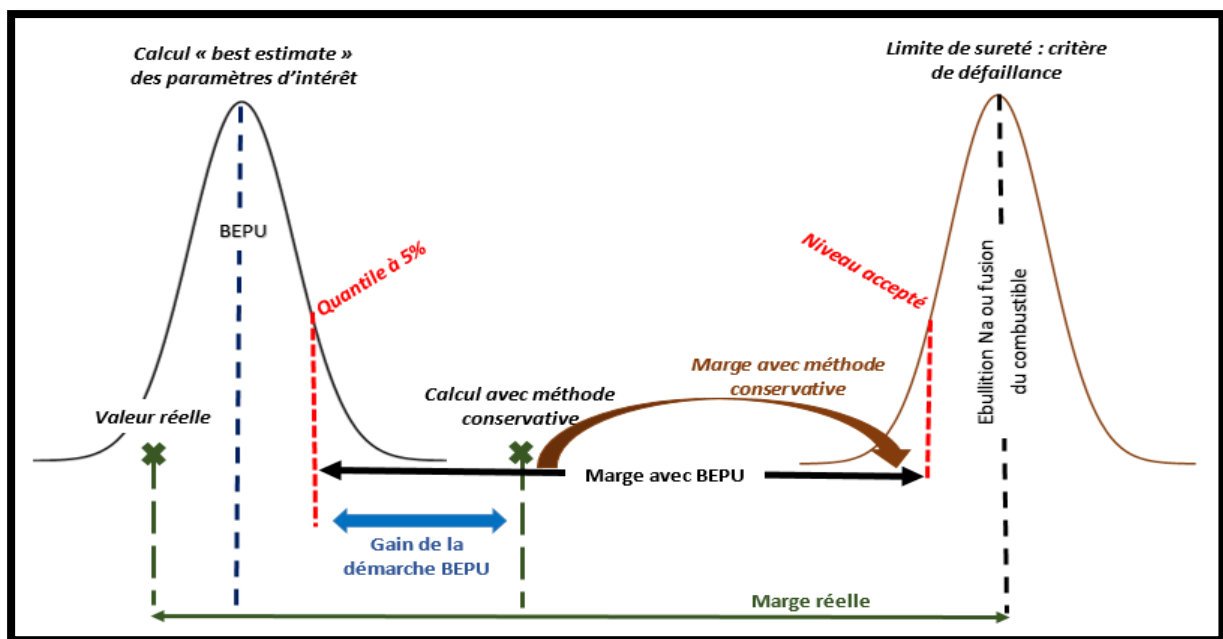


Figure 14 Concept de marge de sûreté

Par ailleurs, la méthode conservative ne permet pas de s'assurer que la combinaison des données d'entrée les plus pénalisantes donne la marge la plus pessimiste notamment lorsque la réponse n'est pas linéaire (situations rencontrées lors de la simulation de transitoires par exemple). Une analyse BEPU (Best Estimate Plus Uncertainty) avec l'évaluation des incertitudes est alors la seule approche permettant une évaluation des marges de sûreté. Cette démarche est souvent difficile étant donné qu'elle nécessite la propagation des incertitudes des données d'entrée des études sur les grandeurs d'intérêt à travers chaque code de calculs en tenant compte des couplages multi-physiques et des corrélations éventuelles entre les données d'entrée. Le travail de thèse s'inscrit dans ce contexte avec pour objectifs principaux,

l'amélioration des méthodes de calcul pour une évaluation précise des grandeurs neutroniques d'intérêt pour les transitoires et la quantification des incertitudes sur ces paramètres avec la prise en compte des corrélations éventuelles entre les données.

2. Benchmark international sur le concept CFV

La validation des outils de calculs et des données nucléaires repose sur la confrontation des résultats de calculs avec les expériences de qualité en maquettes ou en réacteurs dont les incertitudes de mesures sont quantifiées. Néanmoins la validité des outils peut être examinée en comparant les résultats obtenus avec des outils et schémas de calculs différents lors de benchmarks numériques.

Un benchmark sur le concept de cœur CFV [Var13] a été proposé par le CEA au Département à l'Energie (DOE) des Etats-Unis. Ce benchmark a pour objectif de confronter les méthodes et outils de calculs utilisées pour simuler le comportement des cœurs RNR-Na pendant les transitoires. Une première partie du benchmark concerne l'évaluation des grandeurs neutroniques d'intérêt pour les études de transitoires alors que la seconde partie se concentre sur l'étude du comportement du concept CFV pendant les transitoires non protégés ULOHS et ULOSSP. De façon plus détaillée, les objectifs du benchmark sont les suivants :

- Comparaison des études neutroniques
 - Evaluation des grandeurs neutroniques en déterministe et Monte Carlo
 - Analyse de l'impact des bibliothèques de données nucléaires (JEFF3.1 et ENDF BVII)
 - Quantification des incertitudes neutroniques
- Analyse du comportement du cœur pendant les transitoires ULOHS et ULOSSP
 - Analyse des températures atteintes par le sodium et des marges avant ébullition
 - Etude des contributions des contre-réactions au cours des transitoires

Une partie du travail de thèse a été réalisée dans le cadre de ce benchmark international. Notamment, j'ai eu l'opportunité d'effectuer une mission de 3 mois aux Etats-Unis impliquant le développement d'une méthodologie pour propager les incertitudes neutroniques pendant les transitoires. Les résultats obtenus avec les différents outils et schémas de calculs sont discutés dans les chapitres III et IV du manuscrit.

D. Conclusion sur la conception des RNR

Les réacteurs à neutrons rapides se distinguent des réacteurs à neutrons thermiques de par leur capacité à :

- convertir de l'uranium fertile en plutonium fissile,
- consommer le plutonium produit par le parc à des réacteurs à eau légère,
- transmuter les actinides mineurs,
- présenter une flexibilité importante sur le taux de régénération.

Ces particularités offrent des perspectives industrielles pour cette filière.

Dans cet objectif, les pays nucléarisés se sont dotés de programmes de RNR-Na visant des réalisations par étapes (petit réacteur expérimental, réacteur de démonstration, prototype industriel). Afin de mettre en commun les efforts de R&D, ces pays ont proposé en 2000 une coopération internationale (Forum Génération IV). Elle a pour objectif de développer des RNR en intégrant des nouvelles exigences en termes d'optimisation des ressources, de réduction, de déchets, de résistance à la prolifération, de sûreté et fiabilité, et de compétitivité économique.

C'est dans ce cadre que la France a décidé de développer un RNR à caloporteur sodium « ASTRID », forte de l'expérience acquise avec RAPSODIE, PHENIX, SUPER-PHENIX et le projet EFR. Les concepts de cœur envisagés pour ASTRID intègrent des innovations afin de renforcer la sûreté et de démontrer la faisabilité à une échelle significative de la transmutation des actinides mineurs. Ces innovations portent sur le design du cœur, le développement de systèmes d'arrêt passifs et l'utilisation de nouveaux matériaux (améliorant la tenue sous irradiation, par exemple).

Dans l'objectif de s'assurer de l'amélioration significative des performances et de la sûreté d'un concept, il est nécessaire d'évaluer le comportement du cœur en cas de transitoire incidentels non-protégés. Cette analyse est réalisée lors de la phase de conception. Elle se base généralement sur la simulation des transitoires « de référence » en mettant en œuvre la théorie de la cinétique ponctuelle. Cette théorie utilise en données d'entrée les distributions spatiales des grandeurs neutroniques caractéristiques du concept.

Les paramètres neutroniques d'intérêt pour les études de transitoires sont les suivants :

- la distribution de puissance,
- les paramètres cinétiques,
- l'anti réactivité des absorbants,
- les effets de contre-réaction neutroniques.

Les innovations au niveau du design du cœur, permettent de favoriser ou limiter certains effets neutroniques.

Cette démarche a été appliquée au CEA et a abouti à une image de cœur hétérogène intégrant une plaque fertile au centre et un plenum de sodium en partie supérieure.

Ainsi, le concept de Cœur à Faible effet de Vidange (CFV) présente un effet de vidange négatif en début de vie et le reste jusqu'en fin de cycle où il devient proche de zéro. Ces résultats sont issus d'une forte compensation entre une composante positive en centre cœur et une contribution fortement négative en périphérie, en particulier dans la partie supérieure du cœur.

Cette composante négative de l'effet de vidange n'est pas linéaire avec le taux de vide. Elle est le résultat d'un design de cœur hétérogène qui nécessite l'utilisation d'outils de calculs robustes.

Finalement, la forte hétérogénéité du concept et le choix innovant des matériaux ordonnent la planification d'un dossier de vérification/validation/qualification des outils de calcul aptes à répondre aux besoins des dossiers de sûreté.

Références

- [AND04] ANDRA, « Inventaire national des déchets radioactifs et des matières valorisables », 2004.
- [Bat91] Loi n°91-1381 du 30/12/1991 relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs, Journal Officiel, 1991.
- [Bar93] R. BARJON, « Physique des réacteurs nucléaires, Imprimerie Lienhart », 1993.
- [Bui07] L. BUIRON, et al., « Minor actinides transmutation in SFR depleted uranium radial blanket, neutronic and thermal-hydraulic evaluation », Proc. Int. Conf. Global, paper 176393, 2007.
- [Bus85] J. BUSSAC, P. REUSS, « Traité de neutronique », 1985.
- [Bou09] J. BOUCHARD, « GEN IV International Forum Annual Report », 2009.
- [Cha96] N. BUYANG CHAN, « Etude de conception neutronique des cœurs de RNR visant à améliorer leur potentiel de sûreté », Thèse de doctorat, Université de Provence Aix-Marseille, 1996.
- [Che96] A.N. CHEBESKOV, « Evaluation of Sodium Void Reactivity on the Bn-800 Fast Reactor Design », Physor 1996, Vol2, C-49, 1996.
- [EDF14] , 2014.
- [Fon11] B. FONTAINE, et al., «Sodium-Cooled Fast Reactors: the ASTRID Plant Project», Paper 432757, Proc. Int. Conf. GLOBAL 2011, Makuhari, Japan, Dec. 11-16-5, 2011.
- [Gau12] F. GAUCHE, « Generation IV reactors and the ASTRID prototype: Lessons from the Fukushima accident », C. R. Phys., vol. 13, no 4, p. 365- 371, 2012.
- [GIF09] GIF R&D Outlook for Generation IV Nuclear Energy Systems, issues by GIF, 2009.
- [IEA13] World Outlook 2013 International Energy Agency OECD/IEA, 2013.
- [LeC11] P. LE COZ, et al., « Sodium-Cooled Fast Reactors: the ASTRID Plant Project » Proc. Int. Conf. ICAPP 2011, Nice, France, May 2-5, 2011.
- [Loi06] Loi n°2006-739 du 28 juin2006 de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs Journal Officiel, 2006.
- [Mas02] S. MASSARA, « Etude et amélioration du comportement cinétique de cœurs rapides dédiés à la transmutation de déchets à vie longues », Thèse de doctorat, Université Louis Pasteur Strasbourg I, 2002.

- [Mar09] P. MARTIN et al, « French and United Kingdom experience of high-burnup mixed oxide fuel in Sodium cooled Fast Breeder Reactors », Nuclear Technology, Vol. 161, 2008.
- [Mig08] G. MIGNOT et al, « Studies on French SFR advanced core designs », Proc. Int. Conf. ICAPP'08, Paper 8136, Anaheim, CA USA, June 8-12, 2008.
- [OEC07] OECD/NUCLEAR ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, « Uranium 2007: Resources, Production and Demand », Paris, 2008.
- [Rim08] G. RIMPAULT et al, « Towards GEN IV SFR designs. Promising ideas for large advanced SFR core designs », Proceedings of Physor, Interlaken, Switzerland, 2008.
- [Sci09] P. SCIORA et al., « A break even oxide fuel core for an innovative French sodium-cooled fast reactor: neutronic studies results», Global, Paper 9528, Paris, France 2009.
- [Sci11] P. SCIORA et al, « Low void effect core design applied on 2400 MWth SFR reactor», Proc. Int. Conf. ICAPP, paper 11048, Nice, France, 2011.
- [Sta11] N. E. STAUFF, « Etude conceptuelle d'un cœur de quatrième génération, refroidi au sodium, à combustible de type carbure », Thèse de doctorat, Université d'Orsay Paris XI, 2011.
- [Sta13] N. E. STAUFF, L. BUIRON, B. FONTAINE, G. RIMPAULT, « Methodology for Designing a Sodium-cooled Fast Reactor with Inherent Safety», Nuclear Technology, 181, February, 2013.
- [Sei10] JM. SEILER, D. JUHEL, P. DUFOUR « Sodium boiling stabilization in a fast breeder subassembly, Pages 3329-3335, during an unprotected loss of flow accident» Nuclear Engineering and Design, Volume 240, November, 2010.
- [Var09] F. VARAINE, et al., « Comparative review on different fuels for GEN IV Sodium Fast Reactors: merits and drawbacks», Proc. Int. Conf. FR'09, paper 1172, Kyoto, Japan, 2009.
- [Var12] F. VARAINE, et al., « Pre-conceptual design study of ASTRID core», Proc. Int. Conf. ICAPP' 2012, Paper 12173, Chicago, USA, June 24-28, 2012.
- [Var13] VARAINE, et al., « DOE-CEA Benchmark on SFR ASTRID Innovative Core Neutronic and Safety Transients Simulations », Proc. Int. Conf. FR13, Paris, France, March 4-7, 2013.
- [Zae09] A. ZAETTA, et al., « Generation IV Sodium Fast Reactor: feedback reactivity coefficients to optimize safe natural core behavior during accident transients», Proc. Int. Conf. ICAPP, Paper 9065, Tokyo, Japan, May 10-14, 2009.

CHAPITRE II

EVALUATION DES PARAMÈTRES NEUTRONIQUES

Ce chapitre a pour but de déterminer un schéma « best estimate » pour l'évaluation des grandeurs neutroniques d'intérêt pour les cœurs RNR-Na à géométrie fortement hétérogène. Il est composé de trois parties.

La première partie permet une présentation des outils de calcul de neutronique utilisés pour évaluer les grandeurs d'intérêt pour les études de transitoires. Ces outils se basent sur deux approches distinctes : la voie déterministe et la voie stochastique.

La seconde partie se rapporte à la validation numérique des outils de calculs, avec la mise en place d'un schéma de calcul de référence basé sur le solveur SNATCH (méthode Sn-3D) et l'estimation des biais de méthode par comparaison avec les simulations Monte Carlo de « référence ».

Enfin la troisième partie détaille les apports des nouveaux outils et méthodes développés au sein de PARIS. Ces méthodes permettent de calculer des coefficients de contre-réactions locaux avec les schémas « best estimate ». Ces outils mettent en œuvre la théorie des perturbations.

CHAPITRE II EVALUATION DES PARAMÈTRES NEUTRONIQUES	45
A. Démarche et présentation des outils de calculs	47
1. La validation numérique des outils de calculs.....	47
2. Les outils de simulations neutroniques.....	48
a) Voie déterministe: La plateforme PARIS-ERANOS	48
b) La voie stochastique : TRIPOLI4	55
3. La modélisation du cœur CFV –V1.....	55
B. Détermination des biais de méthodes et identification des outils « best estimate »	57
1. Evaluation du biais de méthode associé aux calculs des sections efficaces.....	57
2. Calcul des grandeurs neutroniques : évaluation du biais solveur cœur.....	59
a) Etude de convergence sur le k_{eff} avec le solveur SNATCH.....	59
b) Calcul des grandeurs neutroniques & évaluation des biais solveurs.....	63
c) Conclusions sur les schémas déterministes et les biais « solveur cœur » ..	74
C. Evaluation des coefficients de contre-réactions locaux.....	77
1. Introduction	77
2. Décompositions des grandeurs neutroniques par perturbation.....	78
a) Théorie des perturbations	78
b) Décomposition des grandeurs neutroniques.....	81
3. Etude sur la linéarité des effets en réactivité en fonction de la perturbation.....	93
a) Gamme de perturbations réalistes	93
b) Effets linéaires avec la perturbation	93
c) Effets non linéaires.....	95
D. Conclusion sur l'évaluation des paramètres neutroniques	97

A. Démarche et présentation des outils de calculs

1. La validation numérique des outils de calculs

Le premier objectif du travail de thèse a consisté à comparer les outils de calculs disponibles dans PARIS dans le but de déterminer un schéma « best estimate » pour la résolution d'un problème de neutronique et l'évaluation des grandeurs neutroniques d'intérêt pour les cœurs RNR-Na à géométrie fortement hétérogène. Ensuite, de nouvelles méthodes basées sur ce schéma ont été développées afin d'évaluer des coefficients de réactivité locaux (distribution spatiale) et des sensibilités des grandeurs neutroniques aux données d'entrée des études.

La résolution d'un problème de neutronique peut être envisagée suivant deux approches. Soit en utilisant la voie stochastique avec la simulation d'un nombre important d'histoires de neutrons et l'étude de leurs parcours dans le cœur, soit en utilisant une méthode déterministe résolvant numériquement les équations de la physique des réacteurs (équations de Boltzmann et de Bateman).

Les besoins de coefficients de réactivité locaux (cinétique ponctuelle) ou le calcul des distributions de puissance à chaque pas du transitoire (cinétique 3D) imposent des méthodes à la fois très précises, rapides, et robustes au niveau neutronique dans l'optique d'un couplage avec la thermo-hydraulique. Or, les simulations Monte Carlo (TRIPOLI4 au CEA) sont coûteuses à la fois en temps de simulation et en ressources informatiques. Par ailleurs, les méthodes perturbatives [Tru15] et l'évolution des concentrations en noyaux lourds pendant l'irradiation sont en cours de développements dans TRIPOLI4 mais ne permettent pas encore des simulations sur des cœurs complexes de grandes tailles. C'est pourquoi, les outils basés sur des résolutions Monte Carlo sont généralement utilisés comme méthode de référence pour évaluer des grandeurs neutroniques globales et estimer les biais avec les outils déterministes. Ces outils déterministes présentent donc de nombreux avantages que ce soit en termes de fonctionnalités mais également en temps de calcul et besoins en ressources informatiques. Cette approche constitue aujourd'hui la voie la plus adaptée pour les études de conceptions.

Ce chapitre a pour objectifs :

- d'identifier les outils déterministes les plus précis dans l'évaluation des grandeurs neutroniques d'intérêt pour les transitoires,
- de définir un schéma de référence associé aux outils « best estimate »,
- de présenter les méthodes basées sur la théorie des perturbations pour l'évaluation de coefficients de réactivité locaux et implémentées dans le cadre de ce travail au sein de la plateforme PARIS en Java,
- d'évaluer l'apport de ces nouvelles méthodes par rapports aux outils utilisés actuellement au CEA.

2. Les outils de simulations neutroniques

a) Voie déterministe: La plateforme PARIS-ERANOS

i. L'équation du transport des neutrons

La population des neutrons dans un cœur de réacteur est très analogue à celle d'un gaz parfait. La résolution déterministe consiste alors à résoudre l'équation de Boltzmann qui établit le bilan de la population neutronique dans un volume élémentaire pendant un intervalle de temps élémentaire. Cette équation est construite à partir de plusieurs termes correspondant à:

- la disparition par fuite à travers la surface délimitant le volume élémentaire :

$$-\vec{\Omega} \cdot \vec{\nabla} \Psi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) d^3r dE d^2\Omega dt$$

- la disparition des neutrons par absorption et par transfert vers une autre vitesse et une autre direction :

$$-\Sigma_t(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) \Psi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) d^3r dE d^2\Omega dt$$

- les arrivées par transfert :

$$d^3r dE d^2\Omega dt \int_0^\infty dE' \int_{(4\pi)} d^2\Omega' \Sigma_s(\vec{r}, E' \rightarrow E, \vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega}, t) \Psi(\vec{r}, E', \vec{\Omega}', t)$$

- les sources de neutrons émis par fissions induites ou spontanées:

$$d^3r dE d^2\Omega dt \frac{\chi}{4\pi} \int_0^\infty dE' \int_{(4\pi)} d^2\Omega' \nu \Sigma_f(\vec{r}, E', \vec{\Omega}', t) \Psi(\vec{r}, E', \vec{\Omega}', t)$$

- les sources externes de neutrons: $S(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t)$

Le bilan neutronique est alors égal à la somme de ces différents termes, ce qui conduit à la forme intégral-différentielle de l'équation du transport :

$$\begin{aligned} \frac{1}{v} \frac{\partial \Psi}{\partial t} + \vec{\Omega} \cdot \vec{\nabla} \Psi + \Sigma_t \Psi = & \int_0^\infty dE' \int_{(4\pi)} d^2\Omega' \Sigma_s(\vec{r}, E' \rightarrow E, \vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega}, t) \Psi(\vec{r}, E', \vec{\Omega}', t) \\ & + \frac{\chi}{4\pi} \int_0^\infty dE' \int_{(4\pi)} d^2\Omega' \nu \Sigma_f(\vec{r}, E', \vec{\Omega}', t) \Psi(\vec{r}, E', \vec{\Omega}', t) + S(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) \end{aligned}$$

Où Σ_t , Σ_s et $\nu \Sigma_f$ sont respectivement les sections efficaces macroscopiques totale, de diffusion et de production. $\chi(\vec{r}, E)$ est le spectre de fission, et S une source externe de neutrons.

En posant les opérateurs \mathbf{A} (transport, absorption et diffusion) et \mathbf{F} (source de fission) selon:

$$\mathbf{A} \Psi = \vec{\Omega} \cdot \vec{\nabla} \Psi + \Sigma_t \Psi - \int_0^\infty dE' \int_{(4\pi)} d^2\Omega' \Sigma_s(\vec{r}, E' \rightarrow E, \vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega}, t) \Psi(\vec{r}, E', \vec{\Omega}', t)$$

$$\mathbf{F} \Psi = \frac{\chi}{4\pi} \int_0^\infty dE' \int_{(4\pi)} d^2\Omega' \nu \Sigma_f(\vec{r}, E', \vec{\Omega}', t) \Psi(\vec{r}, E', \vec{\Omega}', t)$$

Il est alors possible décrire l'équation bilan des neutrons sous la forme compactée suivante :

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \Psi}{\partial t} = (\mathbf{F} - \mathbf{A}) \Psi + \mathbf{S}$$

En régime stationnaire (i.e. indépendant du temps) et pour un réacteur sans source externe (i.e. avec $\mathbf{S} = 0$) et en introduisant le facteur de multiplication effectif k tel que l'équation bilan soit équilibrée, l'équation devient:

$$\begin{aligned} \vec{\Omega} \cdot \vec{\nabla} \Phi + \Sigma_t \Phi = \int_0^\infty dE' \int_{(4\pi)} d^2\Omega' \Sigma_s(\vec{r}, E' \rightarrow E, \vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega}) \Phi(\vec{r}, E', \vec{\Omega}') \\ + \frac{1}{k} \frac{\chi}{4\pi} \int_0^\infty dE' \int_{(4\pi)} d^2\Omega' v \Sigma_f(\vec{r}, E', \vec{\Omega}') \Phi(\vec{r}, E', \vec{\Omega}') \end{aligned}$$

Finalement en prenant comme condition limite sur ∂V : $\Phi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) = 0$ si $\vec{\Omega} \cdot \vec{n} \leq 0$, l'équation s'écrit alors sous sa forme compactée:

$$\left(\mathbf{A} - \frac{\mathbf{F}}{k} \right) \Phi = 0$$

Il existe une infinité de solutions k_i qui sont les solutions harmoniques de l'équation. La première harmonique k_0 étant le facteur de multiplication fondamental de l'équation du transport auquel est associé le flux fondamental $\Phi_0(\vec{r}, E, \vec{\Omega})$. La résolution de cette équation est réalisée par l'intermédiaire de code de calculs mettant en œuvre différentes méthodes numériques.

ii. La plateforme PARIS

La démarche déterministe repose sur une discrétisation de toutes les variables de l'espace des phases, à savoir l'espace \vec{r} , l'énergie E et la direction $\vec{\Omega}$. Plusieurs types de discrétisation existent pour une même variable et différents modèles et par conséquent de méthodes numériques associées peuvent être utilisés pour résoudre l'équation du transport.

Cette discrétisation est complexe notamment à cause des variations des sections efficaces de réactions avec l'énergie et de leur dépendance en espace et en angle. Afin de traiter ce problème, l'approche déterministe consiste tout d'abord à évaluer des sections efficaces multi-groupes auto-protégées pour les différents milieux qui composent le cœur (« calcul cellule »). A partir de ces sections il est alors possible dans un second temps de résoudre l'équation du transport et de calculer le flux neutronique sur le cœur complet (« calcul cœur »).

Les modules qui permettent de réaliser ces différentes étapes sont généralement regroupés dans une plateforme de calculs. La plateforme utilisée au CEA pour répondre aux spécificités génériques des réacteurs à neutrons rapides est la plateforme PARIS associée au système de codes ERANOS [Rim02] [Rim03] [Rug06].

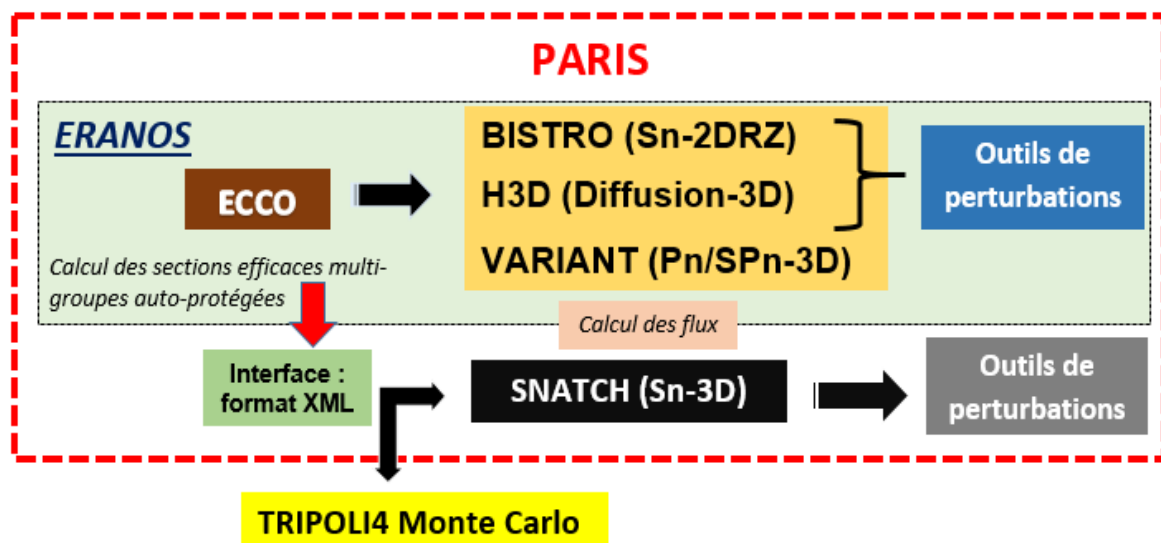


Figure 15 La plateforme PARIS

iii. Calcul des sections efficaces multi-groupes auto protégées

La création des jeux de sections efficaces auto-protégées en espace et en énergie, et homogénéisées en espace sur une modélisation 2D de l'assemblage représentatif est réalisée avec le code cellule ECCO [Rim95] [Jac11]. Il se base sur la méthode des sous-groupes combinée à un calcul transport avec une méthode approchée des probabilités de collision afin de traiter les phénomènes de ralentissement et d'autoprotection.

Les jeux de sections efficaces ECCO sont générés à partir de bibliothèques de données nucléaires multi-groupes (ERALIB-1, JEFF-3.1, JENDL-4.0 ou ENDF/B-VII.1) [Cha06] [San09] [San12] [Leb09]. Ces bibliothèques contiennent des sections de transfert anisotropes (ordre 1 de Legendre) et, afin de prendre en compte les effets d'autoprotection par la méthode des sous-groupes, des tables de probabilité pour de nombreux noyaux. Le code peut utiliser différents découpages énergétiques. Un découpage à 1968 groupes est généralement utilisé pour les assemblages combustibles et fertiles afin de traiter au mieux le ralentissement des neutrons dû aux noyaux lourds. Afin de tenir compte de l'autoprotection spatiale, ECCO peut utiliser différents types de géométries hétérogènes (cylindrique, cartésienne, hexagonale). Une fois les différentes étapes réalisées, les sections sont généralement condensées à 33 groupes et homogénéisées spatialement pour chaque cellule. Un utilitaire transforme alors les jeux de sections efficaces sous forme d'EDL (objets d'ERANOS) en fichiers au format XML lisibles par PARIS

Calcul des cellules combustibles et fertiles

Les cellules combustibles et fertiles sont décrites en géométrie 2D, aiguille par aiguille, mais en utilisant des probabilités de collision simplifiées (méthode de Roth avec distinction des faces pour le réseau d'aiguilles, méthode « double step » pour la prise en compte de l'effet d'hétérogénéité dû au tube de structure). Les équations donnant le flux et le courant sont couplées (mode P1 CONSISTENT)

et permettent de représenter de manière simplifiée à la fois l'anisotropie du choc (ordre de Legendre P1) et les fuites préférentielles de neutrons (effet streaming). Chaque réglette cylindrique du réseau comporte trois cylindres emboîtés représentant la pastille combustible, le jeu pastille-gaine et le gainage (auquel la quantité d'acier correspondant au fil espaceur a été ajoutée), entourés de sodium.

Les calculs des cellules combustibles sont effectués en quatre étapes (schéma de référence) :

- étape d'initialisation, géométrie hétérogène en groupes larges (33 groupes d'énergie), avec recherche de laplacien critique ;
- étape en groupes fins (1968 groupes d'énergie) et géométrie hétérogène, avec laplacien issu de l'étape précédente, puis condensation en groupes larges (33 groupes d'énergie), avec prise en compte de tous les noyaux disponibles dans la bibliothèque en groupes fins ;
- étape en géométrie hétérogène en groupes larges (33 groupes d'énergie), avec recherche de laplacien critique ;
- étape d'homogénéisation, en groupes larges, produisant les sections efficaces homogénéisées et en groupes larges qui sont utilisées par le calcul de cœur.

Dans ces calculs, les biais attendus pour les cellules combustibles ou fertiles sont faibles et principalement dus à l'utilisation de probabilités de collision calculées par des méthodes dites multi-cellules approchées.

Les cellules fertiles sont traitées de manière similaire, avec une étape en groupes fins, à ceci près qu'étant nettement sous-critiques, elles sont alimentées par une source externe de neutrons en groupes larges provenant du calcul des cellules combustibles. On prend la cellule combustible interne pour source de la couverture axiale inférieure et de la plaque fertile interne. Le laplacien semi-empirique préconisé pour les cellules fertiles est utilisé [Rim97].

Calcul des cellules non multiplicatrices

Ce sont des cellules homogènes représentant les structures autour du cœur (vases d'expansion, plenum Na, réflecteur radial), les protections (protection supérieure borée, protection neutronique latérale), les assemblages de commande et d'arrêt (suiveur et parties absorbantes). Elles sont modélisées ici en géométrie homogène, en une seule étape à 33 groupes et avec un laplacien nul, et sont alimentées par une source externe à 33 groupes issue du milieu combustible interne [Vid12].

Les cellules "barres de commande" : méthode d'homogénéisation par équivalence en réactivité

Les cellules associées aux milieux absorbants comme les barres de commande [Bla13] doivent être traitées avec une méthode spécifique, la méthode d'homogénéisation par équivalence en réactivité.

En effet, le fort pouvoir absorbant des aiguilles B₄C crée une dépression de flux à l'intérieur du faisceau par autoprotection spatiale. Il en résulte une forte hétérogénéité de la distribution en espace, énergie et angle du flux neutronique au niveau de l'assemblage qui nécessite d'effectuer les calculs en géométrie hétérogène et d'utiliser une méthode adaptée. Néanmoins, les sections efficaces de

capture du B10 ne présentent pas de résonances et le calcul cellule peut donc être effectué sur un découpage énergétique standard à 33 groupes.

Le principe de la méthode d'homogénéisation par équivalence en réactivité repose sur un processus itératif où les sections homogènes sont corrigées avec des facteurs correctifs à chaque pas d'itération. Les valeurs des facteurs correctifs sont déterminées par comparaison des réactivités obtenues avec les sections homogénéisées d'une part et en utilisant une description hétérogène d'autre part. L'écart en réactivité est obtenu à l'aide de la théorie des perturbations (cf. section C) et décomposé sur les opérateurs de l'équation de Boltzmann. Des formules d'homogénéisations permettent alors de calculer les différents facteurs et ainsi modifier les sections macroscopiques totales et les matrices de transferts (ainsi que le coefficient de diffusion en approximation de la diffusion).

iv. Résolution de l'équation du transport: les solveurs cœur

Les solveurs de l'équation de Boltzmann disponibles dans la plateforme PARIS se basent sur différentes méthodes de résolution numérique. Les solveurs et les méthodes associées sont détaillés ci-dessous :

H3D – Approximation de la diffusion

L'approximation de la diffusion permet de simplifier, sous certaines hypothèses, l'opérateur de transport de l'équation de Boltzmann. L'hypothèse d'une dépendance faible du flux en fonction de la direction conduit à utiliser le flux scalaire à la place du flux angulaire. L'équation de Boltzmann suivant cette hypothèse se simplifie à l'équation suivante à laquelle satisfait le flux scalaire :

$$-\vec{\nabla} \cdot D^g(\vec{r}) \vec{\nabla} \phi^g(\vec{r}) + \Sigma_r^g \phi^g(\vec{r}) = q^g(\vec{r})$$

- $D^g(\vec{r})$ correspond au coefficient de diffusion avec $D^g(\vec{r}) = \frac{1}{3\Sigma_{tr}^g(\vec{r})}$
- Σ_{tr}^g est la section efficace de transport ($\Sigma_{tr}^g = \Sigma^g - \bar{\mu}^g(\vec{r})\Sigma_s^g(\vec{r})$) avec $\bar{\mu}^g$, cosinus moyen de l'angle de diffusion et Σ_s^g , la section efficace macroscopique de diffusion.
- Σ_r^g est la section efficace de disparition ($\Sigma^g(\vec{r}) - \Sigma_s(\vec{r}), \vec{g} \rightarrow \vec{g}'$)
- $q^g(\vec{r})$ est le terme source

Cette méthode présente comme principal avantage de réduire le nombre de variables du calcul (passage d'un espace $(\vec{r}, E, \vec{\Omega})$ à (\vec{r}, E)) et par conséquent, simplifie la résolution numérique.

Le solveur H3D d'ERANOS résout l'équation de diffusion homogène ou inhomogène multi-groupe, avec une géométrie hexagonale 2D ou 3D par la méthode des différences finies. Les flux obtenus avec ce solveur peuvent être utilisés avec les outils de perturbations présents dans ERANOS.

VARIANT - Méthodes Pn & SPn

Le solveur VARIANT [Car92] [Pal93] [Pal95] permet la résolution des équations de diffusion et de transport neutronique à l'état stationnaire en 2D et 3D (géométries cartésienne et hexagonale). La résolution est réalisée à l'aide d'une méthode nodale variationnelle associée à une méthode dite P_N

basée sur le développement du flux angulaire selon des bases de polynômes (polynômes de Legendre en espace, harmoniques sphériques en angle) :

$$\Psi(\vec{r}, \vec{\Omega}) = \sum_{m=0}^{\infty} \sum_l^m \Psi(\vec{r}) Y_m^l(\vec{\Omega})$$

L'ordre de ces développements peut être paramétré. La partie spatiale, est définie selon 3 ordres. Le premier définit l'ordre du développement polynomial du flux scalaire (pair) dans la maille. Le second ordre correspond au développement polynomial du courant (fuites) sur les interfaces entre mailles et le troisième est l'ordre de développement polynomial de la source neutronique dans la maille. Les recommandations d'emploi du schéma de référence sont :

- (6, 1, 2) en géométrie hexagonale : développement du flux pair à l'ordre 6 dans le plan des hexagones, courants linéaires aux interfaces et développement quadratique des sources
- (4, 1, 2) en géométrie rectangulaire : développement du flux pair à l'ordre 4 dans le plan XY et aussi éventuellement en Z, courants linéaires aux interfaces et développement quadratique des sources

Il est possible de supprimer de nombreux termes du développement (les termes croisés en directions), ce qui simplifie et accélère les calculs, tout en conservant la majeure partie de l'« effet transport » : au lieu de faire un calcul P_N on dit qu'on fait un calcul SP_N . La recommandation du schéma de référence est d'utiliser l'option transport P3.

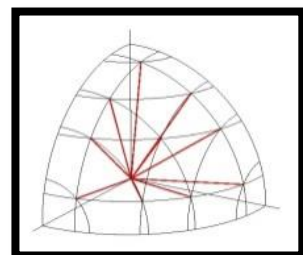
Néanmoins, la structure du flux obtenue avec ce solveur ne permet pas, au CEA, d'utiliser les utilitaires de perturbations, sensibilités, incertitudes, calculs d'intégrales, de β_{eff} ...implémentés dans ERANOS. Cette fonctionnalité est par contre mise en œuvre au laboratoire d'Argonne [Smi12].

Les solveurs BISTRO et SNATCH - Méthode SN

Les méthodes, dites « S_N », consistent à limiter les valeurs de la variable angulaire à un ensemble discret de valeurs. En ne considérant que ces directions et en traitant l'opérateur de collision par une formule de quadrature, on réduit alors l'équation de Boltzmann à un système d'équations différentielles couplées qui est traité à l'aide de différentes méthodes (éléments finis, différences finies, nodales).

Il existe des variantes sur la méthode de discrétisation de la surface de la sphère unité. Toutes sont basées sur l'idée suivante :

- la surface de la sphère unité est d'abord découpée par des parallèles en N tranches allant du pôle nord au pôle sud,
- ces tranches sont elles-mêmes découpées par des arcs de méridien, la première en 4 mailles, la seconde en 8, la troisième en 12, et ainsi de suite jusqu'à l'équateur, puis symétriquement pour l'autre hémisphère (en pratique on



prend N pair). À chacune des mailles ainsi définie est associée une direction discrète.

Le solveur BISTRO [Pal90] se base sur une méthode de résolution basée sur les différences finies. Les géométries acceptées par BISTRO se limitent à des modélisations 1D ou 2D-RZ entraînant des approximations lors de la résolution pour des cœurs hétérogènes comme le CFV.

Le solveur SNATCH [LeT09] [LeT10] [LeT11] [Gas09] utilise la méthode des ordonnées discrètes (« Discontinuous Galerkin method ») et une méthode basée sur les éléments finis. Il peut opérer sur des maillages non conformes et dynamiquement adaptatifs¹ (en ordre p de la hiérarchie des polynômes de base dans chaque maille et en ordre h de subdivision géométrique des mailles, par recherche de la minimisation d'une fonctionnelle d'erreur) [Fou11]. Pour une géométrie hexagonale, l'élément géométrique de base (pouvant être subdivisé) est un losange représentant un tiers d'hexagone.

v. Evolution des concentrations au cours de l'irradiation

Les équations gouvernant l'évolution des concentrations des noyaux atomiques lourds au cours de l'irradiation sont les équations de Bateman généralisées. L'évolution des concentrations est réalisée à flux constant (approximation quasi-statique) et non à puissance constante. Il est cependant possible de recalculer le flux en subdivisant la durée d'évolution en pas (ou « steps ») d'évolution à l'issue desquels le niveau du flux est normalisé à la puissance (la source de produits de fission étant réévaluée après actualisation des concentrations d'actinides). Les sections efficaces utilisées à chaque pas d'évolution sont les sections calculées en début de vie. En effet, à la différence des réacteurs thermiques, les sections efficaces calculées en début de vie ne changent pas beaucoup après irradiation du combustible puisque le Pu239 est déjà présent en début de vie et que le spectre neutronique varie peu en cours d'irradiation.

Pour les configurations de cœur à l'équilibre, la montée à l'équilibre est réalisée avec la prise en compte d'un plan de chargement. Dans le cas des réacteurs rapides, les assemblages restent à la même position dans le cœur pendant toute la durée d'irradiation (1440 jepp et 1800 jepp). Les calculs d'évolution sont effectués en transport 3D simplifié SP3 (6,0,1).

b) La voie stochastique : TRIPOLI4

Le code TRIPOLI4 [Bru07] [Bot03] est basé sur une méthode Monte-Carlo. Il sert généralement de calcul de référence pour la validation des schémas.

Une méthode Monte-Carlo détermine des valeurs numériques en utilisant des procédés aléatoires (par application du théorème de la limite centrale). Les codes Monte-Carlo ne résolvent pas directement d'équations mais simulent de manière probabiliste un grand nombre de particules et leurs interactions avec la matière. La démarche consiste donc à tirer aléatoirement la position,

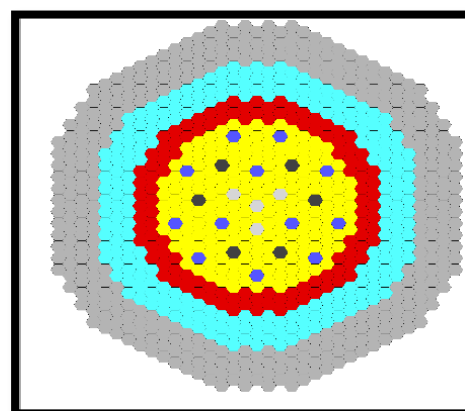
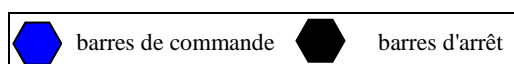
¹ Au moins en géométrie cartésienne. En géométrie hexagonale, cette fonctionnalité n'est pas encore assez robuste en 2D et encore inopérante en 3D.

l'énergie, la direction, et le parcours optique avant collision de la particule dans un milieu ainsi que la nature de l'interaction (absorption, diffusion, fuite). Les probabilités associées aux réactions sont déterminées par les sections efficaces. La valeur de la grandeur recherchée est donnée par la moyenne des estimations fournies par chaque simulation (l'erreur sur cette valeur étant l'incertitude statistique de la simulation).

TRIPOLI4 peut utiliser soit des bibliothèques de données nucléaires à « énergie continue » (avec en plus des tables de probabilités dans le domaine des résonances non résolues), soit des bibliothèques multi-groupes. Dans ce dernier cas, ces bibliothèques peuvent contenir, grâce à des interfaces¹, la transcription à l'identique des données utilisées pour les solveurs déterministes de la plateforme PARIS (à un détail près cependant : l'utilisation des sections de transfert d'ordre 1 de Legendre pour des calculs avec choc P1).

3. La modélisation du cœur CFV –V1

Les différents solveurs disponibles dans la plateforme PARIS ainsi que TRIPOLI4 utilisent en donnée d'entrée une modélisation de la géométrie du cœur. Cette géométrie peut être modélisée en 1D, en 2D-RZ ou en hexagonale 3D. La précision du modèle utilisé a un impact sur les résultats obtenus et une modélisation la plus précise possible permet de réduire les biais associés.



Le solveur BISTRO se base sur une géométrie 2D-RZ pour évaluer les coefficients de réactivité locaux. Cette géométrie est le résultat de la simplification de la géométrie hexagonale-3D par cylindrisation.

La difficulté principale lors de la cylindrisation concerne la position des milieux associés aux barres de contrôle. En effet les barres de contrôle et les assemblages fissiles positionnés sur la même couronne auront la même position dans un modèle 2D. Il existe différents critères permettant de choisir le modèle RZ le plus pertinent. La figure ci-dessous propose trois modélisations 2D distinctes :

¹ Ces interfaces transcrivent les données utilisées par ERANOS en format XML pour SNATCH et en format APOTRIM pour TRIPOLI4.

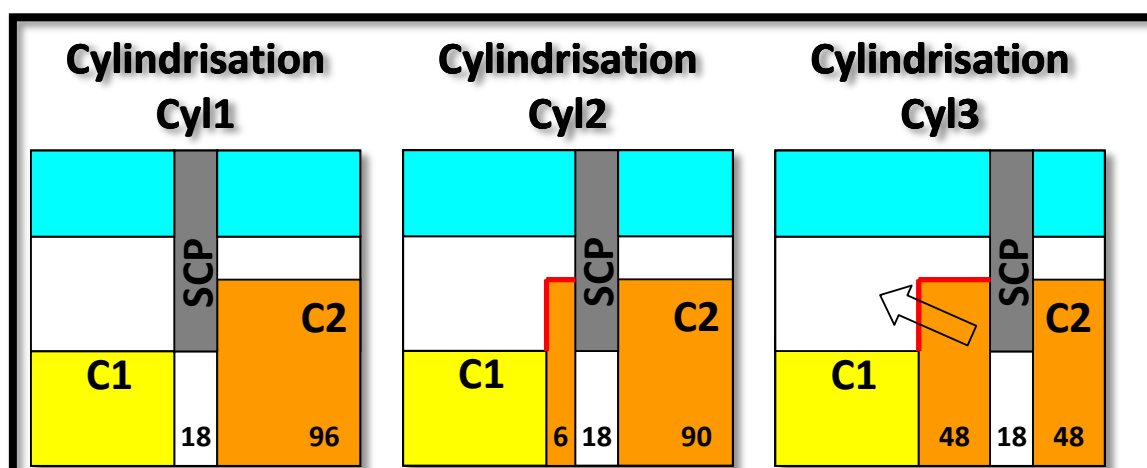


Figure 16 Cylindrification du CFV

Ces trois modèles respectent tous le critère de conservation des volumes, ils ne diffèrent que par la position du rideau de barres. Le modèle 1 conserve une interface entre la zone fissile C1 et les barres alors que tous les assemblages C2 de « la couronne barrée » sont positionnés après « la tranche absorbante ». Le modèle 2 est construit de telle sorte que « les assemblages fissiles » de « la couronne barrée » soient répartis de part et d'autre de « la tranche absorbante ». Enfin, le modèle 3 place tous les assemblages fissiles de la couronne avant la tranche absorbante.

La position des barres a un impact sur le calcul de la réactivité (cf. Tableau 5) avec entre autres un biais sur l'effet de vidange (écart maximal de l'ordre de 530 pcm entre le modèle 1 et le modèle 3). Le modèle utilisé dans l'ensemble des études avec BISTRO est le modèle 2 qui permet de respecter la distance entre le centre du cœur et la zone absorbante.

Modèle	1	2	3
k_{eff} référence	1.04829	1.04808	1.05416
$\Delta\rho$ vidange	-985 pcm	-1059 pcm	-1512 pcm

Tableau 4 Impact de la position des barres dans le modèle RZ

Un utilitaire entre PARIS et TRIPOLI4 développé au cours de la thèse permet, par ailleurs, l'utilisation de géométries générées avec PARIS par TRIPOLI4. Ainsi, il est possible d'utiliser des géométries homogènes et hétérogènes (avec description des aiguilles) issues de PARIS avec TRIPOLI4 et par conséquent de réduire voire d'éliminer les biais de modélisation éventuels lors de la confrontation des résultats de calculs pour une validation numérique des outils. Des études réalisées au CEA ont d'autre part permis, suivant le niveau de détail de la géométrie TRIPOLI4, d'évaluer l'impact des hypothèses de simplifications (homogénéisation des milieux, forme de la protection neutronique supérieure ...). Les biais de modélisation ne sont pas détaillés dans ce document.

B. Détermination des biais de méthodes et identification des outils « best estimate »

La validation numérique a pour objectif de quantifier les biais associés aux approximations du schéma de calcul déterministe par comparaison à des simulations de référence. Les schémas de calculs déterministes ERANOS tels que mis en place pour les calculs de cœurs de réacteurs à géométries homogènes en projet ont été validés pour des cœurs tels que ceux de Phénix, Super Phénix, EFR et plus récemment le SFRV2b. Les biais pour des concepts hétérogènes (de type CFV) avec des milieux pouvant avoir des densités relativement faibles (milieu plenum en situation de vidange) doivent maintenant être évalués afin d'identifier tout d'abord les écarts avec les simulations de référence et ensuite définir de nouveaux schémas pour ce type de milieu.

1. Evaluation du biais de méthode associé aux calculs des sections efficaces

L'utilisation pour TRIPOLI4 des bibliothèques à énergie continue et des bibliothèques multi-groupes identiques à celles utilisées par les solveurs déterministes vise à séparer les effets de méthode dus aux seuls solveurs déterministes de cœur de l'ensemble suivant :

- les effets de méthode du code de réseau ECCO (probabilités de collision approchées, autoprotection, modèle de fuites, traitement des cellules sous-critiques),
- le choix de la structure en groupes larges en sortie d'ECCO (33 groupes),
- la structuration différente des données nucléaires entre TRIPOLI et ECCO (spectres de fission, structure de groupes fins d'ECCO vs. énergie continue, limitation des transferts à l'ordre 1 de Legendre dans ECCO pour les cellules hétérogènes).

Pour le calcul des sections efficaces multigroupes avec ECCO, les calculs de neutroniques ont été menés en tenant compte des hypothèses suivantes (« schéma de référence classique ») et une correction d'hétérogénéité pour les assemblages absorbant a été appliquée.

La réactivité obtenue avec TRIPOLI4 à énergie continue est de 5018 pcm alors que le TRIPOLI4 mutligroupe donne une réactivité de 4718 pcm (cf. tableau 6) soit un biais de 300 pcm dû au calcul des section multigroupes autoprotégées par ECCO.

Schéma classique	TRIPOLI4 ponctuel	TRIPOLI4 multi-groupes
k_{eff} référence	$1,052834 \pm 6$ pcm	$1,049519 \pm 2$ pcm
ρ	5018 pcm	4718 pcm

Tableau 5 k_{eff} : Impact du calcul des sections avec ECCO

Pour l'effet Doppler, l'écart entre le résultat TRIPOLI-4 ponctuel et le TRIPOLI-4 multi-groupe est inférieur à 3% (cf. Tableau 7). Le biais sur le poids des barres de contrôle est de 53 pcm alors que

pour l'effet de vidange, l'utilisation du schéma classique entraîne un écart d'environ 500 pcm soit 1.4\$¹ de biais.

Paramètre	TRIPOLI4 ponctuel	TRIPOLI4 multi-groupes
k_{eff} Doppler +1000°C	1,047046 ± 6 pcm	1,043594 ± 2 pcm
k_{eff} (barres de contrôle insérées à la cote 120 cm)	1,00399 ± 6 pcm	1,000377 ± 6 pcm
k_{eff} situation vidangée	1,043583 ± 8 pcm	1,033691 ± 2 pcm
δρ Doppler (σ+1000K) en pcm	-525 ± 9	-541 ± 3
δρ barres en pcm	-4621 ± 9	-4673 ± 7
δρ vidange en pcm	-842 ± 12	-1459 ± 3

Tableau 6 Effet de vidange et effet Doppler : Impact du calcul des sections avec ECCO

Le biais cellule sur la contre-réaction de dilatation sodium est difficile à évaluer. En effet, l'effet est faible devant la convergence des simulations Monte-Carlo.

Un nouveau schéma mis en place au CEA pour le calcul des sections associées aux milieux « plenum » et « vase d'expansion supérieur » a été adapté pour le cœur CFV à puissance nominale. Le principe repose sur une description 1D axiale de l'assemblage en homogénéisant radialement les milieux. Selon cette méthode, la distribution du flux de pondération utilisée pour auto-protéger les sections microscopiques des différentes mailles des milieux « plenum » et « vase d'expansion supérieur » prend en compte les gradients de flux et de spectre entre la maille étudiée et le combustible. Ainsi, l'autoprotection spatiale des sections est plus rigoureuse. Les sections efficaces pour les autres milieux sont obtenues avec le schéma « classique ».

Le nouveau schéma spécifique pour le plenum réduit le biais sur la réactivité initiale d'environ 40 pcm et entraîne un biais pour la vidange sodium dû au calcul des sections de 400 pcm soit 1,1\$. (cf. Tableau 8). L'utilisation de ce nouveau schéma implique donc une réduction de plus de 0,6 \$ du biais pour une vidange complète en sodium du cœur.

Avec le « schéma plenum »	TRIPOLI4 multi-groupes
k_{eff} référence	1,04993 ± 2 pcm
k_{eff} situation vidangée	1,03648 ± 2 pcm
Δρ vidange	-1235 ± 3

Tableau 7 Effet de vidange avec un schéma spécifique pour le plenum

Finalement, les approximations de méthodes concernant le traitement multi-groupe des sections efficaces d'interactions neutroniques des schémas de référence utilisée jusqu'à présent avec ECCO étaient clairement pénalisantes pour évaluer l'effet de vidange associé à des cœurs hétérogènes. Le

¹ Pour le CFV avec un cœur en début de vie, 1\$ = 365 pcm

nouveau schéma avec un traitement spécifique des milieux avec beaucoup de sodium permet de réduire nettement le biais (0,6\$ de réduction) et va dans le sens d'une amélioration des méthodes de calcul pour des concepts hétérogènes comme le cœur CFV. Cette amélioration passe par la possibilité de représenter en 3D les détails géométriques des milieux sous critiques comme le plenum.

2. Calcul des grandeurs neutroniques : évaluation du biais solveur cœur

Les « schémas cœur » généralement utilisés lors de la conception pour le calcul des grandeurs neutroniques font appels à des calculs :

- en 3D avec le code VARIANT en approximation SPN pour la réactivité du cœur, les distributions de puissances, le poids des barres,
- basés sur le solveur BISTRO en géométrie RZ et/ou en approximation de la diffusion avec le solveur H3D et une géométrie 3D-hexagonale pour les coefficients de contre-réaction.

Ces schémas de calculs ne sont à priori pas applicables au cœur CFV du fait de ses spécificités (milieu plenum de densité faible qui exige des méthodes de traitement adaptées telles que les méthodes Sn, et de la géométrie complexe difficilement modélisable en RZ).

L'objectif de ce paragraphe est d'identifier le « solveur cœur » le plus précis pour l'évaluation des paramètres neutroniques utilisés lors de la simulation des transitoires par l'intermédiaire de la détermination des biais « solveur cœur » par comparaison avec des calculs Monte Carlo utilisant un jeu de sections efficaces multi-groupes identiques.

a) Etude de convergence sur le facteur de multiplication effectif en début de vie avec le solveur SNATCH

Avant de pouvoir confronter les résultats des différents solveurs de PARIS, il est tout d'abord nécessaire de définir un « schéma référence » avec le solveur SNATCH. L'étude présentée dans cette partie permet ainsi de définir les critères et options de calculs à utiliser avec SNATCH pour obtenir une convergence acceptable des flux (direct et adjoint) avec un temps de calcul raisonnable. Le premier point concerne le raffinement du maillage spatial et le second porte sur la convergence des résultats en fonction de l'ordre des éléments finis et de la discrétisation angulaire de la sphère unité.

i. Impact du maillage spatial

La géométrie du CFV est générée à l'aide de la plateforme PARIS. Elle est ensuite utilisée par les différents solveurs et TRIPOLI4. Le maillage de base (maillage axiale de 5 cm) comprend 110 281 mailles de calculs. Le nombre de mailles étant trop important pour converger en un temps de calcul « raisonnable », il a été décidé de redéfinir le maillage.

Le nouveau maillage est obtenu à l'aide d'une méthode « *Simplifier* » adaptée dans le cadre de ce travail au sein de la plateforme PARIS. Le principe du « *Simplifier* » consiste tout d'abord à regrouper les mailles par milieux et ensuite diviser la macro-maille obtenue en plusieurs mailles en respectant un critère défini par l'utilisateur (hauteur maximale à ne pas dépasser).

Les options utilisées pour les tests sur le maillage sont :

- Ordre de développement spatial du flux dans chaque maille: ordre 1 ou 2,
- Maillage énergétique en 33 groupes,
- Ordre azimutal 2,
- Ordre polaire 1.

Le premier maillage redéfini est un maillage « grossier » du cœur. Radialement, un assemblage hexagonal est défini par 3 mailles de calculs sous forme de losange et axialement chaque milieu est défini par une maille. Finalement, le nombre de mailles est réduit à environ 3 500. Les réactivités obtenues avec ce maillage pour les ordres des éléments finis 1 et 2 sont respectivement de -6 567 pcm et 92 pcm. Les k_{eff} obtenus sont assez loin de la valeur calculée avec le solveur VARIANT pour le CFV V1 avec les barres en position parking et en puissance nominale (4 938 pcm).

Nombre de mailles	Ordre des éléments finis	Réactivité
110 281	2	Pas de convergence
3500	1	-6567 pcm
	2	92 pcm
57 880	2	4816 pcm
VARIANT (6, 1, 2)	x	4938 pcm

Tableau 8 Première étude sur la finesse du maillage

L'écart important des résultats avec la valeur attendue montre que la convergence n'est pas atteinte avec ce maillage spatial et ces options de calculs. Deux solutions sont envisageables pour améliorer la convergence :

- raffiner le maillage spatial,
- augmenter l'ordre des éléments finis.

Un maillage avec des mailles axiales de 5 cm dans les zones d'intérêt (c'est-à-dire autre que réflecteur) a été choisi pour évaluer l'impact du raffinement de la géométrie. Le nombre de mailles est de 57 880 mailles avec cette configuration. L'ordre des éléments finis est fixé à 2. Le k_{eff} obtenu est +4816 pcm en 65 heures de calcul sur 8 processeurs (PC Linux). Cette valeur confirme que les précédents calculs n'étaient pas convergés. Cependant, le temps de temps calcul a très fortement augmenté.

Plusieurs maillages « mixtes » avec des hauteurs de mailles différentes en fonction de la nature des matériaux (fissile, fertile, structure) ont été testés (cf. Tableau 10). Ces maillages permettent de raffiner davantage certaines zones d'intérêt (fissile, fertile) tout en réduisant le temps de calcul sans pénaliser la convergence des résultats.

Nombre de mailles	Dimension axiale maximale des mailles en cm	k_{eff}	Réactivité pcm	Temps de calcul
3340	Hauteur < 500	1,00092	92	4 h
3968	Hauteur < 200	1,04189	4020	4 h

11576	Hauteur < 30	1,05058	4814	12 h
16234	Hauteur < 20	1,05055	4812	14 h
20766	Hauteur < 15	1,05057	4814	18 h
30133	Hauteur < 10	1,05058	4815	34 h
57880	Hauteur < 5	1,05059	4816	65 h
13499	H < 30 & fissile et fertile = tailles des parcelles (10cm)	1,05052	4809	18 h
17689	H < 20 & fissile et fertile = tailles parcelles	1,05051	4808	22 h
16785	H < 40 & fertile < 15 & fissile < 8	1,05054	4811	16 h
24486	H < 15 & fissile < 8	1,05055	4812	24 h
24684	H < 15 & fissile < 5	1,05057	4813	28 h
VARIANT 612		1,05195	4938	4 h

Tableau 9 Etude de convergence avec SNATCH

Pour une configuration de référence, une hauteur de maille inférieure à 30 cm (soit environ 12 000 mailles) semble être suffisante pour une convergence correcte. Cependant ce schéma doit être conforté par des calculs en « situation perturbée » comme le cas extrême d'une vidange totale en sodium.

Des études d'impact similaires (cf. Tableau 11) au cas référence portant sur le nombre de mailles ont été réalisées pour une situation de vidange totale et comparées à la configuration considérée convergée avec des mailles de 5 cm.

Nombre de mailles	Dimension axiale maximale des mailles en cm	k_{eff}	Réactivité pcm	Temps de calcul
11576	Taille < 30	1,03439	3325	9 h
57880	Taille < 5	1,03464	3348	58 h
13499	H < 30 & fissile et fertile = tailles des parcelles (10cm)	1,03449	3334	14 h
17689	H < 20 & fissile et fertile = tailles parcelles	1,03449	3334	19 h
16785	H < 40 & fertile < 15 & fissile < 8	1,03456	3341	14 h
24486	H < 15 & fissile < 8	1,03459	3343	24 h

Tableau 10 Etude de convergence avec SNATCH

Le facteur de multiplication effectif obtenu avec des mailles d'une hauteur inférieure à 30 cm comporte un biais de 23 pcm avec le cas 5 cm. La configuration mixte « H < 40 & fertile < 15 & fissile < 8 » donne un k_{eff} plus convergé (biais de 7 pcm) avec un temps de calcul raisonnable. C'est donc la configuration « H < 40 & fertile < 15 & fissile < 8 » qui est finalement utilisée pour l'ensemble de l'étude. La taille réelle des mailles pour cette configuration est décrite dans le tableau suivant :

Milieu	Hauteur (cm)	Milieu	Hauteur (cm)
Fissile	5	Plenum sodium	20

Fertile	10	Protection neutronique	26,5
Vase expansion supérieur	7,5	Entretoise	2
Protection neutronique latérale	38	Vase d'expansion inférieur	30

Tableau 11 Taille des mailles pour le schéma Sn de référence

ii. Discrétisation angulaire et ordre de développement spatial du flux

La discrétisation angulaire (quadrature angulaire) qui correspond au nombre de directions choisies pour discrétiser la sphère unité est définie par deux indices notés « N/M » :

- N : quadrature azimutale discrétisant un intervalle $[0 ; \pi/3]$
- M : quadrature polaire discrétisant un intervalle $[0 ; \pi/2]$

Le nombre de directions pour une géométrie hexagonale 3D est donné par la formule suivante :

Nombre de directions = $12 \times N \times M$ ($6 \times N \times 2 \times M$), pour décrire un angle solide de 4π stéradians).

La discrétisation angulaire ainsi que l'ordre des éléments finis ont fait l'objet d'une étude d'impact afin de définir le schéma de référence et les options à utiliser avec le solveur SNATCH. Ces études sont réalisées en utilisant un maillage identique pour chaque configuration (c'est-à-dire le maillage « $H < 40$ & fertile < 15 & fissile < 8 »).

Ordre de développement spatial du flux	Quadrature angulaire « N/M »	Nombre de directions	Réactivité pcm	Temps de calcul
1	1/2	24	4754	11 h
1	2/3	72	4758	37 h
1	3/4	144	4761	94 h
2	1/2	24	4811	24 h
2	2/3	72	4816	47 h
2	3/4	144	4816	65 h
3	1/2	24	4816	84 h

Tableau 12 Etude de convergence sur les options de calcul

Augmenter l'ordre des éléments finis améliore la convergence alors que le nombre de directions n'a pas beaucoup d'impact sur la valeur de la réactivité. Pour la suite de cette étude, on considèrera que le calcul a suffisamment convergé pour un développement spatial à l'ordre 2 et une quadrature angulaire « 1/2 » soit un total de 24 directions.

b) Calcul des grandeurs neutroniques en début de vie & évaluation des biais solveurs

Dans cette partie, les grandeurs neutroniques d'intérêt pour l'étude du comportement du cœur pendant les transitoires sont évaluées avec les différentes méthodes numériques. Ainsi, les résultats obtenus avec le solveur SNATCH sont comparés avec ceux obtenus en utilisant d'autres solveurs déterministes présents dans ERANOS mais également avec ceux obtenus avec une résolution

stochastique (TRIPOLI4 et sections multi-groupes) afin de déterminer les biais par rapport à une méthode de référence.

L'objectif de cette comparaison est donc d'évaluer les écarts dus à la méthode de résolution de l'équation du transport (hypothèses géométriques et traitement en diffusion) à mêmes jeux de sections efficaces auto-protégées. Les jeux de sections efficaces sont générés à l'aide des utilitaires transformant les structures de données :

$$\text{ERANOS (EDL)} \rightarrow \text{PARIS (XML)} \rightarrow \text{TRIPOLI (APOTRIM)}$$

Les calculs présentés dans ce document sont réalisés pour une configuration de cœur (« début de vie ») avec les barres extraites du cœur en position parking et des températures correspondant à l'état de puissance nominale du cœur.

Les facteurs de multiplication TRIPOLI4 sont donnés avec l'erreur statistique à 1 sigma associée sous la forme $k_{\text{eff}} \pm \sigma$ avec $\sigma \ll k$.

L'erreur statistique sur les variations de réactivité $\Delta\rho = \frac{k_2 - k_1}{k_1 k_2}$ est obtenue par combinaison des erreurs sur les k_{eff} avec :

$$\frac{(k_2 \pm \sigma_2) - (k_1 \pm \sigma_1)}{(k_2 \pm \sigma_2)(k_1 \pm \sigma_1)} = \frac{k_2 - k_1 \pm \sqrt{\sigma_1^2 + \sigma_2^2}}{k_1 k_2 \left(1 \pm \frac{\sigma_1}{k_1}\right) \left(1 \pm \frac{\sigma_2}{k_2}\right)} \approx \Delta\rho \pm \frac{\sqrt{\sigma_1^2 + \sigma_2^2}}{k_1 k_2}$$

Les comparaisons ont été réalisées en utilisant à la fois des sections isotopes à l'ordre P0 et des sections anisotropes à l'ordre P1.

L'ordre P0 permet une comparaison avec les mêmes hypothèses sur le traitement des sections entre les solveurs déterministes et TRIPOLI4 alors que le traitement est légèrement différent pour l'ordre P1. En effet pour le traitement des sections de transfert d'ordre 1 dans TRIPOLI4, un cosinus moyen $\bar{\mu}$ de l'angle de déviation est appliqué à chaque choc qui ne rend pas compte de la distribution de l'angle de déviation utilisé par les solveurs déterministes :

$$\sum_s (\mu) = \sum_{s0} \delta(\mu - \bar{\mu}) \neq \sum_{s0} + \mu \sum_{s1}$$

i. k_{eff} en début de vie

La réactivité calculée pour une configuration de cœur « début de vie » obtenue en théorie du transport avec une méthode Sn présente un écart de l'ordre de 100 pcm avec celle obtenue avec TRIPOLI4. Les calculs VARIANT « référence » (P3 612) et « simplifié » (SP3 601) présentent des écarts de respectivement 270 pcm et -100 pcm.

Solveur	TRIPOLI4 multi-groupes	SNATCH S4 (2,2,1)	VARIANT P3 (6, 1,2)	VARIANT SP3 (6, 0,1)	H3D Diffusion	BISTRO 2D-RZ
---------	---------------------------	----------------------	------------------------	-------------------------	------------------	-----------------

k_{eff}	1,049519 ± 2 pcm	1,050539	1,05248	1,04842	1,03958	1,04808
ρ en pcm	4718	4811	4986	4618	3807	4587
$\rho_{\text{solveur}} - \rho_{\text{tripoli}}$ en pcm	\times	93	269	-99	-910	-130

Tableau 13 Calculs des k_{eff} avec des sections anisotropes à l'ordre P1

Ces résultats montrent que les calculs réalisés avec le schéma simplifié ne sont pas correctement convergés. En outre, la réactivité obtenue en diffusion comporte un biais de l'ordre de 900 pcm avec le Monte Carlo.

Le transport Sn donne donc des résultats plus proches de la méthode Monte Carlo que les autres méthodes mais avec un biais de 100 pcm avec TRIPOLI4 en utilisant des sections anisotropes à l'ordre P1.

Pour déterminer l'origine de ces écarts, des calculs ont été réalisés en utilisant des sections isotropes à l'ordre P0 :

Solveur	TRIPOLI4 multi-groupes	SNATCH (2,2,1)
k_{eff}	1,091099 ± 4 pcm	1,09112
ρ	8349 pcm	8351 pcm
$\delta \rho_{\text{SNATCH}} - \delta \rho_{\text{tripoli}}$	\times	2 pcm

Tableau 14 Calculs des k_{eff} avec des sections isotropes à l'ordre P0

En utilisant des sections avec choc isotropes (P0), le k_{eff} obtenu avec SNATCH est très proche (convergé à 2 pcm) de celui calculé avec TRIPOLI4 (dans l'erreur statistique). Ces résultats confirment que le solveur SNATCH fournit un k_{eff} très proche de TRIPOLI4.

L'écart de 100 pcm (calcul avec des sections P1) entre TRIPOLI4 et SNATCH résulte du traitement des sections anisotropes par TRIPOLI4 avec l'utilisation d'un cosinus de déviation moyen pour chaque choc [Cai14].

ii. Réactivités de vidange en sodium

Trois configurations de vidange ont été étudiées sur cœur en « début de vie » avec des barres homogènes extraites : une vidange « totale », une vidange des milieux fissiles positionnés au-dessus de la plaque fertile et du plenum, et une vidange du plenum seulement afin d'étudier plus particulièrement l'effet associé à ce milieu.

A noter que lorsque le terme vidange totale est utilisée, par convention

- les zones vidangées sont :

- la partie fissile,
- la partie fertile médiane du cœur interne,
- la chambre d'expansion

- les zones non vidangées sont :

- les barres absorbantes,
- les réflecteurs radiaux & inférieurs,
- les protections neutroniques supérieures,

- supérieure,
- le plénum sodium.
- les chambres d'expansion inférieures,
- la couverture fertile inférieure.

L'effet de vidange est donc calculé sur les parties « chaudes » du cœur, à savoir la partie fissile, la plaque fertile interne, le plenum et le vase d'expansion supérieur. Radialement, les protections neutroniques ne sont pas vidangées. Axialement, les parties inférieures au cœur (couverture fertile inférieure, vases d'expansion, couverture acier) ne sont pas vidangées car elles correspondent à des zones froides du cœur (c'est-à-dire dépendant uniquement de la température d'entrée du sodium, soit 395°C en régime permanent ou durant un transitoire rapide).

La réactivité de vidange totale obtenue en théorie du transport avec une méthode Sn et des sections à l'ordre P0 présente un écart inférieur à 2 % avec la valeur obtenue avec TRIPOLI4 (cf. Tableau 16). Cet écart faible confirme les bonnes performances de la méthode Sn pour le calcul de situation de vidange.

Configurations de vidange		TRIPOLI4 multi-groupes	SNATCH (2,2,1)
Vidange totale	$\delta\rho$ pcm	-585 ± 4	-576
	$\delta\rho_{\text{SNATCH}} - \delta\rho_{\text{tripoli}}$	x	9 pcm
	$\frac{\text{SNATCH} - \text{TRIPOLI4}}{\text{TRIPOLI4}}$	x	-1,6 %

Tableau 15 Calculs de vidange avec des sections isotopes à l'ordre P0

Les réactivités de vidanges pour les trois configurations ont été obtenues à partir des sections à l'ordre P1 avec les différentes méthodes (cf. Tableau 17). Le schéma de calcul des sections pour le plenum utilisé est le schéma de référence classique (le schéma spécifique pour le plenum ayant été défini et adapté au CFV en fin de thèse).

Configurations de vidange		T4 multi-groupes	SNATCH (2,2,1)	VARIANT P3 (6, 1,2)	VARIANT SP3 (6,0,1)	H3D Diffusion	BISTRO 2D-RZ
Vidange totale	$\delta\rho$ (pcm)	-1459 ± 3	-1470	-1487	-1813	-2225	-1059
	$\rho_{\text{solveur}} - \rho_{\text{tripoli}}$ (pcm)	x	-10	-28	-354	-766	400
	$\frac{\text{solveur} - \text{TRIPOLI4}}{\text{TRIPOLI4}}$	x	0,7 %	1,9 %	19,5 %	34,4 %	-37,8 %
Vidange fissile supérieur & plenum	$\delta\rho$ (pcm)	-2570 ± 4	-2581	-2623	-2913	-3216	-2192
	$\rho_{\text{solveur}} - \rho_{\text{tripoli}}$ (pcm)	x	-11	-53	-343	-646	378
	$\frac{\text{solveur} - \text{TRIPOLI4}}{\text{TRIPOLI4}}$	x	0,4 %	2,0 %	11,8 %	20,1 %	-17,2 %

Vidange plenum	$\delta\rho$ (pcm)	-2277 \pm 3	-2291	-2331	-2601	-2889	-1922
	$\rho_{\text{solveur}} - \rho_{\text{tripoli}}$ (pcm)	×	-14	-54	-324	-612	355
	$\frac{\text{solveur} - \text{TRIPOLI4}}{\text{TRIPOLI4}}$	×	0,6 %	2,3 %	12,5 %	21,2 %	-18,5 %

Tableau 16 Calculs avec des sections anisotropes à l'ordre P1

La réactivité de vidange calculée obtenue en théorie du transport avec une méthode Sn présente un écart inférieur au pourcent avec celle obtenue avec TRIPOLI4 et confirme les bons accords observés avec des sections à l'ordre P0.

Le résultat VARIANT référence (P3-612) est surestimé d'environ 2% pour chaque configuration alors que le schéma simplifié (SP3-601) présente une surestimation de l'ordre de 10% à 20% par rapport à TRIPOLI4. L'ordre de développement 0 des courants aux interfaces apparaît nettement insuffisant.

Par ailleurs, la formulation paire de l'équation du transport utilisée dans VARIANT comporte la présence d'un facteur en $1/\Sigma_t$ qui peut s'avérer problématique pour des milieux de très faible densité comme par exemple avec le cas extrême d'une vidange totale du plenum de sodium. Néanmoins, ce milieu étant homogénéisé, il comporte toujours une fraction volumique d'environ 10% d'acier (fraction répartie du tube de structure) qui évite ce genre de situation.

Il faut noter en outre que la résolution en diffusion ou l'utilisation d'une géométrie 2D avec BISTRO entraîne respectivement une forte surestimation (20 à 30%) et une forte sous-estimation (20 à 30%) de la réactivité de vidange.

Dans un cœur de type CFV, la diminution de l'effet en réactivité due à la vidange du sodium, par rapport à un cœur homogène, repose sur la création de forts gradients et anisotropies de flux en partie haute du combustible et dans le plenum, spécialement en situation vidangée. La convergence des solutions fournies par SNATCH (transport Sn) est donc mieux assurée et fournit des résultats les plus proches de la méthode de référence. La décomposition par perturbation obtenue avec ce solveur sera donc beaucoup plus précise que celle actuellement disponible en approximation de la diffusion avec H3D ou avec l'utilisation du solveur BISTRO et d'une géométrie simplifiée 2D-RZ.

Avec le schéma « plenum »	T4 multi-groupes	SNATCH (2,2,1)	VARIANT P3 (6, 1,2)	H3D Diffusion
k_{eff} Référence	1,04993 \pm 2 pcm	1,04964	1,05111	1,03745
k_{eff} situation vidangée	1,03648 \pm 2 pcm	1,03630	1,03701	1,01697
$\delta\rho$ vidange en pcm	-1235 \pm 3	-1226	-1288	-1941

Tableau 17 Effet de vidange et effet Doppler : Impact du calcul des sections avec ECCO

i. Effet Doppler en début de vie.

L'effet Doppler est calculé en modifiant uniquement les températures des sections efficaces fissiles et fertiles (pas d'effet de dilatation des concentrations ou des géométries). L'effet Doppler calculé ici correspond à une augmentation de 1000°C des températures des milieux fissiles et fertiles.

Solveur	T4 multi-groupes	SNATCH (2,2,1)	VARIANT P3 (6, 1,2)	VARIANT SP3 (6, 0,1)	H3D Diffusion	BISTRO 2D-RZ
$\delta\rho_{\text{Doppler}}$ (pcm)	-541 ± 3	-540	-537	-540	-554	-538
$\delta\rho_{\text{solveur}} - \delta\rho_{\text{tripoli}}$ (pcm)	×	1	4	1	-13	3
$\frac{\text{solveur} - \text{TRIPOLI4}}{\text{TRIPOLI4}}$	×	-0,2 %	-0,7 %	-0,2 %	2,3 %	-0,6 %

Tableau 18 Calculs avec des sections anisotropes à l'ordre P1

Solveur	TRIPOLI4 multi-groupes	SNATCH (2,2,1)
$\delta\rho_{\text{Doppler}}$ (pcm)	-500 ± 3	-499
$\delta\rho_{\text{solveur}} - \delta\rho_{\text{tripoli}}$ (pcm)	×	1
$\frac{\text{SNATCH} - \text{TRIPOLI4}}{\text{TRIPOLI4}}$	×	-0,2 %

Tableau 19 Calculs avec des sections isotropes à l'ordre P0

Il y a très bon accord entre les différents solveurs sur la valeur globale de l'effet Doppler que ce soit avec des sections à l'ordre P0 ou P1. Cet effet n'est donc pas très sensible à la méthode utilisée pour le calculer. Ce résultat confirme le fait que les différents solveurs permettent une bonne estimation des effets associés aux zones fissiles et fertiles. Néanmoins, pour conclure quant à la bonne cohérence des méthodes, il est nécessaire de comparer les décompositions spatiales obtenues par perturbations (cf. partie C).

ii. Effets de dilatation

Les dilatations thermiques du sodium, du tube hexagonal et des gaines sont modélisées par une modification des concentrations atomiques alors que la dilatation axiale du combustible et la dilatation radiale du sommier sont modélisées par des modifications à la fois des concentrations et des géométries.

Afin d'obtenir des effets suffisamment importants vis-à-vis de la convergence statistique des calculs MONTE-CARLO, les contre-réactions de dilatations thermiques sont obtenues pour des perturbations de 5%.

Dilatations de 5%		T4 multi-groupes	SNATCH s4 (2,2,1)	VARIANT P3 (6,1,2)	VARIANT SP3 (6,0,1)	H3D Diffusion	BISTRO 2D-RZ
Sodium	$\delta\rho$ (pcm)	-42 ± 3	-37	-36	-54	-63	-22
	$\rho_{\text{solveur}} - \rho_{\text{tripoli}}$ (pcm)	×	5	6	-12	-21	20
	$\frac{\text{solveur} - \text{TRIPOLI4}}{\text{TRIPOLI4}}$	×	-13,5	-16,7	22,2	33,3	-90,9
Axial Gains	$\delta\rho$ (pcm)	142 ± 3	146	145	146	143	145
	$\rho_{\text{solveur}} - \rho_{\text{tripoli}}$ (pcm)	×	4	3	4	1	3
	$\frac{\text{solveur} - \text{TRIPOLI4}}{\text{TRIPOLI4}}$	×	2,7	2,1	2,7	0,7	2,1
Axial Tubes Hexagonaux	$\delta\rho$ (pcm)	63 ± 3	64	64	64	62	64
	$\rho_{\text{solveur}} - \rho_{\text{tripoli}}$ (pcm)	×	1	1	1	-1	1
	$\frac{\text{solveur} - \text{TRIPOLI4}}{\text{TRIPOLI4}}$	×	1,6	1,6	1,6	-1,6	1,6
Axial Combustible	$\delta\rho$ (pcm)	-582 ± 4	-593	-594	-597	-586	-616
	$\rho_{\text{solveur}} - \rho_{\text{tripoli}}$ (pcm)	×	-11	-12	-15	-4	-34
	$\frac{\text{solveur} - \text{TRIPOLI4}}{\text{TRIPOLI4}}$	×	1,9	2,0	2,5	0,7	5,5
Radial Sommier	$\delta\rho$ (pcm)	-2562 ± 4	-2560	-2545	-2545	-2603	-2569
	$\rho_{\text{solveur}} - \rho_{\text{tripoli}}$ (pcm)	×	2	17	17	-41	-7
	$\frac{\text{solveur} - \text{TRIPOLI4}}{\text{TRIPOLI4}}$	×	-0,1	-0,7	-0,7	1,6	0,3

Tableau 20 Calculs des effets de dilatation thermique avec des sections anisotropes à l'ordre P1

Dilatations de 5% en pcm	Sodium	Axial Gaines	Axial Tube Hexagonal	Axial Combustible	Sommier
δ TRIPOLI4 multi-groupes (pcm)	-7 ± 3	148 ± 3	78 ± 3	-580 ± 3	-2245 ± 3
δ SNATCH (2,2,1) (pcm)	-5	147	75	-582	-2245
$\delta \rho_{\text{SNATCH}} - \delta \rho_{\text{tripoli}}$	2 pcm	-1 pcm	3 pcm	2 pcm	0 pcm
$\frac{\text{SNATCH} - \text{TRIPOLI4}}{\text{TRIPOLI4}}$	-28,6 %	-0,7 %	-3,8 %	0,3 %	0,0 %

Tableau 21 Calculs des effets de dilatation thermiques avec des sections isotropes à l'ordre P0

Les réactivités de dilatation du sodium obtenues en théorie du transport avec SNATCH et VARIANT (P3-612 référence) présentent des bons accords avec celles obtenues avec TRIPOLI4 si l'on tient compte de l'incertitude statistique de TRIPOLI4. Les calculs avec un schéma « VARIANT simplifié » (SP3-601), en diffusion ou en utilisant une géométrie 2D avec BISTRO ne convergent pas vers le résultat de référence. Comme pour la réactivité de vidange, la diffusion surestime la contre-réaction de dilatation sodium (35%) alors que BISTRO sous-estime largement l'effet (90%).

L'effet de dilatation sodium est comme pour la vidange totale, le résultat d'une contribution positive et d'une contribution négative. Les conclusions précédentes doivent donc être vérifiées avec une décomposition spatiale et par composante physique (cf. partie suivante).

Les contre-réactions de dilatation du sommier calculées en transport présentent de bons accords avec TRIPOLI4 (écart inférieur à 1%) alors que le traitement en diffusion donne des écarts plus importants (1,6%).

Pour les contre-réactions de dilatation des gaines et des tubes hexagonaux, les solveurs déterministes sont en bon accord avec TRIPOLI4 multi-groupes (écarts dans l'incertitude statistique de TRIPOLI4).

La dilatation axiale du combustible est surestimée de 6% avec BISTRO alors que SNATCH et VARIANT surestiment cet effet de moins de 2%.

Globalement, les effets de dilatations (globaux) sont assez bien prédits par les différents outils numériques excepté pour la dilatation du sodium qui nécessite un traitement spécifique avec une méthode Sn3D ou un schéma Pn robuste.

iii. Paramètres cinétiques

Le β_{eff} et le temps de vie des neutrons prompts interviennent dans le calcul de la cinétique neutronique au cours des simulations de transitoires incidentels. Il s'exprime de la façon suivante :

$$\beta_{eff} = \sum_i \beta_{eff}^i \text{ et } \beta_{eff}^i = \sum_i^{np} \beta_{eff}^{i,n}$$

- Avec i : isotope et n : précurseur

Les paramètres cinétiques sont calculés par les codes déterministes en utilisant la théorie des perturbations (Cf. section suivante). Les paramètres cinétiques s'écrivent :

$$\bullet \quad \beta_{eff}^{i,n} = \frac{\langle \Phi^*, F^d \cdot \Phi \rangle}{\langle \Phi^*, F \cdot \Phi \rangle} \begin{cases} \langle \Phi^*, F^d \cdot \Phi \rangle = \iiint_r d^3r \cdot \left(\sum_g \chi_g^d \cdot \Phi_g^* \right) \cdot \left(\sum_g \nu_g^d \cdot \Sigma_{f,g} \cdot \Phi_g \right) \\ \langle \Phi^*, F \cdot \Phi \rangle = \iiint_r d^3r \cdot \left(\sum_g \chi_g \cdot \Phi_g^* \right) \cdot \left(\sum_g \nu_g \cdot \Sigma_{f,g} \cdot \Phi_g \right) \end{cases}$$

$$\bullet \quad \text{Temps de vie des neutrons prompts: } \Lambda = \frac{\langle \Phi^*, \frac{1}{v} \Phi \rangle}{\langle \Phi^*, F \Phi \rangle}$$

Les valeurs de la fraction effective de neutrons retardés (β_{eff}) et du temps de génération des neutrons prompts (Λ) calculés par les différents outils sont résumées dans le tableau suivant : (*Remarque importante : pour le calcul des paramètres cinétiques, TRIPOLI4 se base sur des sections à énergie continue*)

Solveur	TRIPOLI4 ponctuel	SNATCH (221)	H3D Diffusion	BISTRO 2D-RZ classique	BISTRO 2D-RZ modifié
β_{eff}	366,2 ± 0,3 pcm	366,7 pcm	375,4 pcm	371,0 pcm	366.5 pcm
Λ	0,537651 ± 0,00001 µs	0,433 µs	0,428 µs	0,401 µs	

Tableau 22 Paramètres cinétiques

Le calcul de la fraction effective de neutrons retardés avec SNATCH donne un résultat très proche de la valeur obtenue par TRIPOLI4 et des sections ponctuelles (écart relatif de 0.1%, inférieur à l'incertitude statistique à 2σ du résultat TRIPOLI4). Le schéma « ERANOS classique » surestime d'environ 2,5% la valeur TRIPOLI4. La différence est imputée au fait qu'ERANOS utilise des rendements de neutrons retardés ν_d constants en énergie du neutron incident, contrairement à SNATCH et TRIPOLI.

Le développement d'une procédure permettant d'utiliser les mêmes données que SNATCH et TRIPOLI a permis de corriger les écarts. Les valeurs obtenues avec ces procédures montrent un bon accord entre les différentes méthodes de résolution. En effet, les intégrales entrant en jeu dans l'équation du β_{eff} se rapportent aux sections de fission, du nu et du spectre de fission. Autrement dit, l'évaluation du β_{eff} se limite aux zones fissiles et fertiles où l'impact de la méthode de résolution est limité lorsque l'effet est global sur le cœur (compensations possibles entre les zones du cœur, notamment en approximation de la diffusion).

Le temps de génération des neutrons prompts (Λ) apparaît nettement sous-estimé par les codes déterministes : -19% (PARIS) et -20% (ERANOS) par rapport à la valeur obtenue par TRIPOLI4. La méthode étant en cours de développement dans TRIPOLI4, les résultats fournis devront être vérifiés et validés avant de conclure sur les biais pour le temps de vie des neutrons.

iv. Poids des barres

Trois poids de barres ont été évalués avec TRIPOLI4, SNATCH et VARIANT :

- le poids du rideau de barres de contrôle (RBC),
- le poids du rideau de barres de sûreté (RBS),
- le poids des deux rideaux ensemble.

Les différents poids de barres sont mesurés entre la position parking (cote à 220 cm) et la position complètement insérée (cote à 120 cm). Les tableaux suivants regroupent les résultats des calculs réalisés avec des sections à l'ordre P1.

Configurations		T4 multi-groupes	SNATCH (2,2,1)	VARIANT P3 (6, 1,2)	VARIANT SP3 (6, 0,1)
RBC & RBS 120	$k_{\text{eff TB120}}$	0,983272± 6	0,984259	0,98611	0,98262
	$\delta\rho$	-6412	-6410	-6395	-6387
	$\delta \rho_{\text{solveur}} - \delta \rho_{\text{tripoli}}$	×	2	17	25
	$\frac{\text{solveur} - \text{TRIPOLI4}}{\text{TRIPOLI4}}$	×	-0,03%	-0,3%	-0,4%
RBC 120	$k_{\text{eff RBC120}}$	1,000377± 6	1,0012700	1,00363	0,99921
	$\delta\rho$	-4673	-4684	-4625	-4697
	$\delta \rho_{\text{solveur}} - \delta \rho_{\text{tripoli}}$	×	-11	48	-24
	$\frac{\text{solveur} - \text{TRIPOLI4}}{\text{TRIPOLI4}}$	×	0,3%	1%	0,5%
RBS 120	$k_{\text{eff RBS120}}$	1,025472± 6	1,02614	1,02818	1,02458
	$\delta\rho$	-2227	-2228	-2245	-2219
	$\delta \rho_{\text{solveur}} - \delta \rho_{\text{tripoli}}$	×	-1	-18	8
	$\frac{\text{solveur} - \text{TRIPOLI4}}{\text{TRIPOLI4}}$	×	0,04%	0,8%	-0,4%

Tableau 23 Poids de barres avec des sections anisotropes à l'ordre P1

Les poids de barres calculés avec SNATCH donnent des résultats très proches de TRIPOLI4 multi-groupes avec des écarts inférieurs à 0.3 % pour les trois configurations étudiées. Les écarts entre VARIANT en transport exact et TRIPOLI4 sont légèrement plus importants mais ne dépassent pas 1 % alors que l'écart calculé en transport simplifié est inférieur à 0.5%.

En plus du poids des rideaux de barres de contrôle et de sûreté, les codes de thermo-hydraulique comme CATHARE-2 utilisent souvent en données d'entrée, le profil de « la courbe en S »

normalisée. En effet, à partir du poids total et de la courbe normalisée, il est alors possible d'évaluer précisément l'effet en réactivité dû à l'insertion des barres (par exemple par effet de dilatation).

Ce profil a été calculé avec VARIANT en utilisant le schéma P3 (6, 1, 2) et comparé au résultat obtenu avec SNATCH S4-(221) dans la figure suivante :

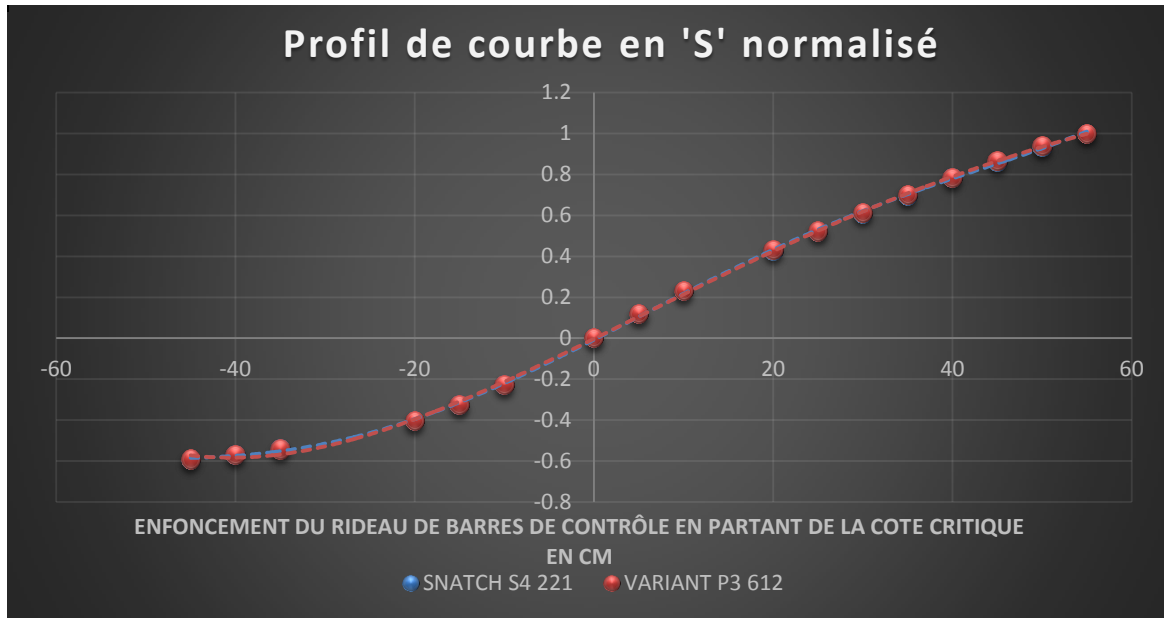


Figure 17 Courbes en S calculées avec VARIANT et SNATCH

Les courbes en S calculées avec VARIANT et SNATCH sont très similaires. Ces résultats mettent en avant un bon accord entre les solveurs en transport exact pour l'évaluation du poids des rideaux de barres.

v. Distribution des taux de fission

Introduction

Des développements récents dans PARIS simplifient le calcul des taux de réactions dans les différentes mailles du cœur à partir de la distribution de flux obtenue avec SNATCH. En effet, il est maintenant possible, à l'aide de nouvelles interfaces, d'identifier les mailles de calculs suivant leur position dans le cœur (assemblage, milieu). Ainsi, la distribution de puissance calculée en transport Sn-3D peut être directement comparée avec celles obtenues avec les autres solveurs cœur disponibles dans ERANOS.

Afin de s'assurer de normalisations identiques, les comparaisons se basent sur un formalisme analogue à celui des facteurs de forme. Ainsi, pour les taux de fission intégrés par assemblage, les taux de fission respectivement dans un assemblage combustible i et locaux sont définis par :

$$F_i = \frac{\int_{V_i} \Sigma_f \Phi dV}{\sum_i \int_{V_i} \Sigma_f \Phi dV} \quad \& \quad f_i = \frac{(\Sigma_f \Phi)_i \cdot V_{comb}}{\int_{V_{comb}} \Sigma_f \Phi dV}$$

- V_{comb} étant le volume combustible considéré.

Les calculs¹ ont été effectués pour une configuration de cœur à froid, c'est-à-dire avec des milieux à 20 °C afin de simplifier le traitement avec TRIPOLI4.

Distribution des taux de fission

Les nappes de taux de fission intégrées par assemblage calculées, d'une part, en transport simplifié, avec VARIANT SP3-(601), et d'autre part, en transport exact, avec VARIANT P3-(612) et SNATCH S4-(221), ont été comparées aux nappes obtenues avec TRIPOLI4. Les écarts relatifs sont présentés sur les figures en annexes D, avec une échelle de couleur identique pour les calculs P3 et S4, plus large pour les calculs SP3.

Les conclusions des comparaisons sont les suivantes :

- Le calcul VARIANT SP3 sous-estime la puissance au centre du cœur de -1,5% à -3,5% suivant que l'assemblage se situe près d'un suiveur ou d'une barre de contrôle. Par effet de normalisation, la puissance est surestimée en périphérie, d'environ 3% sur les assemblages de la dernière couronne, sauf pour les assemblages qui voient le réflecteur sur trois faces où la surestimation peut atteindre 6%.
- Ces biais sont fortement réduits avec le calcul VARIANT P3 : ils ne dépassent pas 1% sauf pour les assemblages périphériques avec 3 côtés face au réflecteur où ils atteignent quasiment 2%.
- Les biais du calcul S4 SNATCH sont globalement légèrement réduits par rapport à ceux de VARIANT P3, avec toutefois une amélioration très nette au niveau des assemblages périphériques avec 3 côtés face au réflecteur (écarts inférieurs à 0,8%).

Pics de taux de fission par assemblage

Si l'on s'intéresse plus précisément à l'erreur commise sur le pic de taux de fission, le tableau ci-dessous montre que les calculs déterministes en transport exact sont en excellent accord entre eux, avec un écart relatif inférieur à 0,5%, et sous-estiment légèrement le facteur du pic de fission par assemblage obtenu par TRIPOLI-4.

Position dans le cœur	TRIPOLI4 Energie continue	SNATCH (S4 221)	VARIANT (P3 612)	VARIANT (SP3 601)
Interne - position (32,35)	1,067 ± 0,001	1,068	1,066	1,073

¹ Les calculs présentés dans cette partie ont été réalisés dans le cadre d'un travail collaboratif au CEA avec Pascal Archier, Jean François Vidal et Jean Tommasi. Ainsi les différentes comparaisons ne sont pas le seul résultat du travail de thèse. Néanmoins, ces comparaisons permettent de compléter la grille de validation des méthodes numériques pour les RNR-Na.

Externe - position (31,37)	$1,247 \pm 0,001$	1,244	1,241	1,261
Externe - position (38,23)	$1,584 \pm 0,001$	1,571	1,563	1,591

Tableau 24 Facteur de pic de fission par assemblage F_{\max} .

Cette sous-estimation très faible, est de l'ordre de 0,5% pour VARIANT P3, 0,3% pour SNATCH S4 et 1,7 % pour le transport simplifié SP3.

A noter que la position des assemblages à taux de fission intégré maximal est toujours bien prédite, même par le calcul en transport simplifié.

Pics de taux de fission ponctuels

Les résultats de distribution fine (« ponctuelle ») de puissance n'ont pas été obtenus avec TRIPOLI4. Seuls SNATCH et VARIANT ont été comparés pour les facteurs de pics locaux. Les écarts sont très faibles, inférieurs à 0.7% en relatif.

Les positions du pic se correspondant radialement (assemblage en position [28,37] en nomenclature ERANOS) aux ambiguïtés près de la reconstruction effectuée des flux VARIANT. Axialement, ils sont dans les deux cas observés au niveau de l'extrémité de la partie absorbante des barres (cote 177.5 cm).

	SNATCH (S4 221)	VARIANT (P3 612)	Ecart
fmax	1,583	1,593	0,7 %

Tableau 25 Facteur de pics de taux de fission locaux f_{\max} .

c) Conclusions sur les schémas déterministes et les biais « solveur cœur »

Globalement, l'utilisation du solveur SNATCH permet d'obtenir des valeurs très précises des paramètres neutroniques, ce qui est validé par comparaison avec TRIPOLI4 en utilisant un jeu de section multi-groupe identique. Parmi les différents solveurs étudiés, SNATCH est celui qui présente les biais les plus faibles, bien que pour certains effets l'utilisation de méthodes plus rapides peut s'avérer suffisante.

Réactivité en début de vie

Les k_{eff} obtenus avec SNATCH à partir des sections isotropes (P0) sont convergés à moins de 10 pcm de TRIPOLI4 pour les différentes situations étudiées. Les calculs avec des sections d'ordre P1 sont moins en accord (100 pcm) en raison du traitement différent de l'anisotropie des sections entre les deux codes.

L'utilisation de VARIANT (P3-612) entraîne des écarts plus importants sur le k_{eff} (environ 250 pcm) néanmoins le temps de calcul plus faible peut justifier l'utilisation de ce solveur pour des études de projet avec des options dégradées (SP3-601) dont le biais est de l'ordre de 100 pcm. Les résultats obtenus en diffusion et en transport présentent des biais également plus importants que SNATCH (respectivement de 930 pcm et 130 pcm).

Effet de vidange

Le schéma simplifié (SP3-601) de VARIANT, la résolution en diffusion ou l'utilisation de BISTRO pour évaluer l'effet en réactivité de la vidange entraînent des écarts importants avec TRIPOLI4 (de 324 à 766 pcm suivant la configuration) et sont déconseillés pour ce type d'étude.

Le schéma (P3 612) de VARIANT présente un biais plus raisonnable de l'ordre de 30 à 50 pcm suivant la configuration étudiée. Son utilisation est justifiée pour des études de projet. Les résultats obtenus avec le solveur SNATCH sont convergés à moins de 15 pcm de la réactivité de vidange. La méthode Sn3D doit donc être privilégiée pour une évaluation « best estimate de l'effet de vidange associé aux cœurs hétérogènes comme le concept CFV.

Contre-réactions de dilatation thermique et effet Doppler

Le traitement en approximation de la diffusion sur une géométrie 3D semble suffisant pour traiter les dilatations axiales des gaines, des tubes hexagonaux, et du combustible mais également pour évaluer l'effet Doppler. Les bons accords constatés pour ces contre-réactions entre les différents solveurs doivent être vérifiés avec des comparaisons des décompositions spatiales obtenues par perturbation (cf. partie 3).

Par ailleurs les effets obtenus avec VARIANT sont également en bon accord avec TRIPOLI4. Cependant, les flux calculés avec ce solveur ne permettent pas l'utilisation des outils de perturbations nécessaires pour calculer les coefficients de contre-réactions locaux et les sensibilités.

Le coefficient global de contre-réaction de dilatation du sodium nécessite le calcul en transport exact (écart de l'ordre de 15 % avec TRIPOLI4). Les écarts entre TRIPOLI4 et le transport simplifié, la diffusion et BISTRO sont plus importants et respectivement de 23 %, 34 % et 91%.

Le coefficient global est la somme d'une contribution positive et d'une contribution négative. Les écarts observés devront être vérifiés pour chacune des composantes lors de la décomposition par perturbation (cf. Section suivante).

Paramètres cinétiques

Le calcul de la fraction effective de neutrons retardés avec SNATCH donne un résultat très proche de la valeur obtenue par TRIPOLI4 (écart relatif de 0,1%), inférieur à l'incertitude à 2σ du résultat TRIPOLI4. En revanche, les valeurs obtenues avec H3D et BISTRO surestiment respectivement d'environ 2,5% et 1,3 % la valeur TRIPOLI4. La différence est imputée à ce qu'ERANOS utilise des rendements de neutrons retardés v_d constants en énergie du neutron incident, contrairement à SNATCH et TRIPOLI4. La correction dans ERANOS permet d'obtenir une fraction effective similaire à celle de SNATCH et TRIPOLI4 avec un biais inférieur à 0,1 %.

Le temps de génération des neutrons prompts (Λ) apparaît nettement sous-estimé par les codes déterministes : -19% (PARIS) et -20% (ERANOS) par rapport à la valeur obtenue par TRIPOLI4. Les fonctionnalités offertes par TRIPOLI4 ne sont pas encore vérifiées ou validées et ne peuvent pas permettre de conclure sur le biais pour cette grandeur.

Poids des rideaux de barres et courbe en S

La comparaison des poids des barres obtenus en transport exact ou simplifié montre de très bons accords avec TRIPOLI4. Les écarts entre TRIPOLI4 multi-groupe et SNATCH pour les trois configurations étudiées sont inférieurs à 0,3 %. Les écarts avec VARIANT sont légèrement plus importants mais restent néanmoins inférieurs au pourcent. On note que le transport simplifié permet une bonne estimation de cet effet avec un écart inférieur à 0,5 %.

Distribution des taux de fission

La comparaison des nappes de puissance radiale a permis de montrer un très bon accord des calculs déterministes en transport exact (SNATCH Sn et VARIANT Pn) avec les calculs Monte-Carlo :

- La sous-estimation systématique sur tous les assemblages de la couronne périphérique suggère une légère sous-estimation de l'effet du réflecteur radial.
- les pics de puissance sont très légèrement sous-estimés : $\approx 0,5\%$ pour VARIANT P3 et $0,3\%$ pour SNATCH S4,
- les puissances des assemblages périphériques avec 3 côtés face au réflecteur sont nettement surestimées avec VARIANT P3 (de l'ordre de 3%) par rapport à SNATCH.

Le calcul en transport simplifié VARIANT SP3 se comporte nettement moins bien avec l'apparition d'une bascule macroscopique du flux: la puissance assemblage est sous-estimée de 1,5 à 3% au centre du cœur et surestimée de 3% sur la dernière couronne (6% pour les assemblages avec 3 côtés face au réflecteur). Cependant la puissance au pic est relativement bien restituée avec un biais ne dépassant pas 1,7%. Quelle que soit la méthode, la position des assemblages à taux de fission intégré maximal est bien prédite.

Les écarts entre SNATCH et VARIANT pour les facteurs de pics locaux sont très faibles, inférieurs à 0,8% en relatif alors que les positions du pic se correspondent.

C. Evaluation des coefficients de contre-réactions locaux

1. Introduction

Un des outils utilisé pour simuler les transitoires au CEA est le code CATHARE-2 [Gef11]. Ce code de calcul utilise en données d'entrée une décomposition locale des contre-réactions suivant le maillage multicanal du cœur. Les assemblages sont regroupés radialement en canaux selon des conditions thermo-hydrauliques (températures et débits) et neutronique (distribution de puissance). Ce regroupement destiné à simplifier la représentation hydraulique du cœur et à limiter la complexité des calculs ne doit pas être confondu avec le zonage de débit¹.

Plusieurs regroupements des assemblages du concept CFV-V1 ont été étudiés. Le regroupement utilisé pour les études neutroniques comporte 7 canaux et une dizaine de mailles axiales (cf. Figure 17).

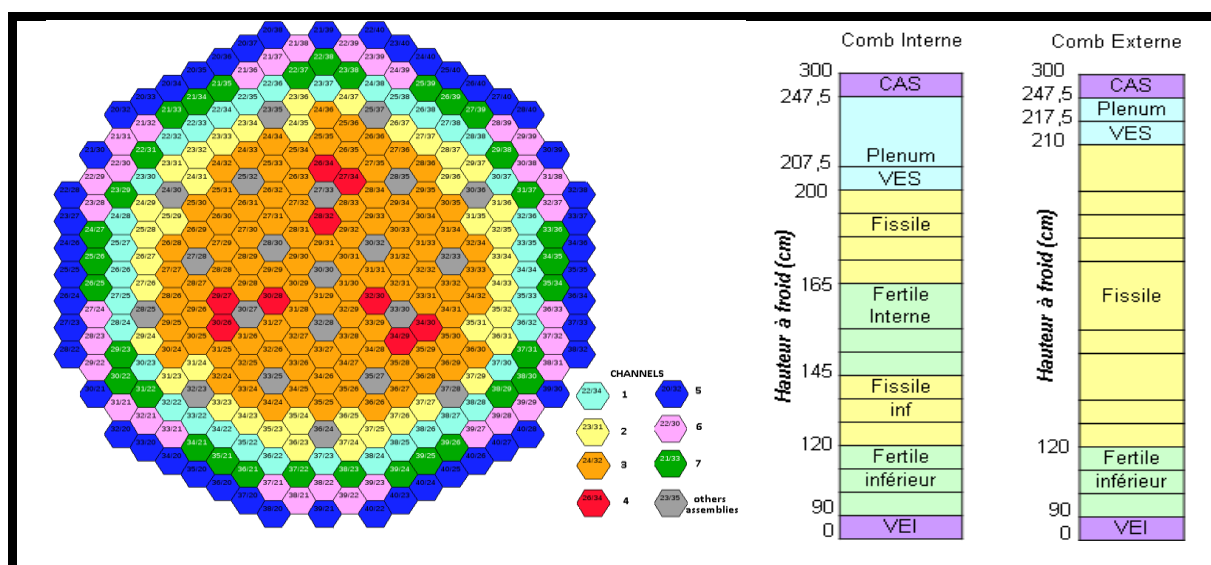


Figure 18 Maillage multi canal utilisé pour les contre-réactions

Jusqu'à présent, les décompositions des contre-réactions dans les différentes mailles des canaux thermo hydrauliques et les sensibilités utilisées pour évaluer les incertitudes sont calculées au CEA en approximation de la diffusion sur une géométrie hexagonale 3D et/ou en théorie du transport sur une géométrie 2D-RZ en utilisant les outils de perturbations disponibles dans ERANOS.

Comme on l'a vu dans les chapitres précédents, selon l'effet neutronique étudié, ces hypothèses ne permettent pas a priori une évaluation précise des grandeurs neutroniques pour des concepts de cœurs hétérogènes. Par ailleurs, les bons accords observés pour le coefficient global de certaines contre-réactions doivent être vérifiés spatialement. En effet, au cours de certains transitoires, l'effet

¹ Le zonage de débit correspond à un compromis économique qui conduit à définir un nombre restreint de déprimogènes de caractéristiques identiques pour plusieurs assemblages, au lieu d'avoir un déprimogène ajusté pour chaque assemblage.

de dilatation thermique n'est pas le même suivant la position dans le cœur. La variation de réactivité globale va alors dépendre des effets locaux associés à chaque contre-réaction et il faut donc s'assurer que les bons accords ne résultent pas de compensations entre les zones du cœur.

Dans l'objectif d'une évaluation aussi précise que possible des coefficients de contre-réactions locaux, plusieurs procédures et fonctions ont été développées en Java dans le cadre de ce travail au sein de la plateforme PARIS. Ces procédures permettent le calcul des coefficients locaux à partir des flux obtenus avec le solveur SNATCH (méthode de résolution « Sn3D »).

Ces outils autorisent donc la décomposition des grandeurs neutroniques sur les données d'entrée des études (sections efficaces macroscopiques et/ou les concentrations et sections efficaces microscopiques (par réaction, isotopes et groupes d'énergie)) dans les différentes mailles du cœur sans faire d'hypothèse sur la méthode de résolution ou la géométrie.

La section 2 détail théoriquement le formalisme de la théorie des perturbations qui a été adaptée pour les études de conception dans PARIS.

2. Décompositions des grandeurs neutroniques par perturbation

a) Théorie des perturbations

La théorie des perturbations est une méthode mathématique qui permet de trouver une solution approchée du résultat d'une équation sans avoir à la résoudre. Au début du XVIII^{ème} siècle, elle a tout d'abord été utilisée en astronomie pour résoudre les équations différentielles de problèmes à plusieurs corps célestes. Depuis la méthode a été largement développée et utilisée en mécanique quantique et également en physique des réacteurs.

En neutronique [Lew65] [Sal88] [Pal12], l'utilisation de cette théorie permet de décomposer l'effet d'une perturbation d'une grandeur d'intérêt sur les données d'entrée du problème, c'est-à-dire les données nucléaires et le bilan matière du cœur. Cette méthode présente l'intérêt d'obtenir rapidement une quantité importante d'informations permettant une analyse physique complète d'une perturbation d'un système. Le calcul du flux et du flux adjoint et parfois de fonctions « importances » est ainsi suffisant pour obtenir l'ensemble des sensibilités de la grandeur étudiée aux paramètres d'entrée du cœur ou la décomposition (spatiale et sur les corps) d'une perturbation. Par conséquent, elle est largement employée lors la conception de cœur. Par ailleurs, la généralisation de cette méthode permet le calcul d'une perturbation d'une fonctionnelle linéaire du flux (taux de réaction, pic de puissance) mais également la décomposition dans les différentes mailles du cœur des contre-réactions neutroniques utilisées pour les études de transitoires.

i. Formalisme de la théorie des perturbations

Pour un système critique dans un état stationnaire sans source extérieure, l'équation de bilan des neutrons peut s'écrire sous sa forme compactée de la façon suivante :

$$\left(\mathbf{A} - \frac{\mathbf{F}}{k} \right) \Phi = 0$$

En supposant une variation infinitésimale qui garde le système critique, on peut écrire alors

$$d \left[\left(\mathbf{A} - \frac{\mathbf{F}}{k} \right) \Phi \right] = \left(d\mathbf{A} - \frac{d\mathbf{F}}{k} \right) \Phi + \left(\mathbf{A} - \frac{\mathbf{F}}{k} \right) d\Phi + \frac{dk}{k^2} \mathbf{F} \Phi = 0$$

En réalisant alors le produit scalaire de l'équation du bilan par une fonction $u(r, E, \Omega)$ telle que le produit scalaire $\langle u, \mathbf{F} \Phi \rangle$ n'est pas égal à 0, on obtient :

$$d\rho = - \frac{\langle u, \left(d\mathbf{A} - \frac{d\mathbf{F}}{k} \right) \Phi \rangle + \langle u, \left(\mathbf{A} - \frac{\mathbf{F}}{k} \right) d\Phi \rangle}{\langle u, \mathbf{F} \Phi \rangle}$$

Le terme en $d\Phi$ peut s'écrire $\langle \left(\mathbf{A}^+ - \frac{\mathbf{F}^+}{k} \right) u, d\Phi \rangle$. En choisissant judicieusement u comme la fonction "flux adjoint" Φ^+ telle que $\left(\mathbf{A}^+ - \frac{\mathbf{F}^+}{k} \right) \Phi^+ = 0$, on a alors :

$$\frac{dk}{k^2} = d\rho = - \frac{\langle \Phi^+, \left(d\mathbf{A} - \frac{d\mathbf{F}}{k} \right) \Phi \rangle}{\langle \Phi^+, \mathbf{F} \Phi \rangle}$$

Cette astuce mathématique permet de s'affranchir du calcul de la variation de flux $d\Phi$ résultant de la variation des opérateurs ($d\mathbf{A}$, $d\mathbf{F}$) de l'équation bilan des neutrons. Ainsi le risque d'imprécision numérique est réduit, les différences qui subsistent portant seulement sur les opérateurs, c'est-à-dire les données du calcul. Physiquement, le flux adjoint représente « l'importance neutronique ». Cette grandeur est définie par le nombre total de descendants d'un neutron placé initialement en r et ayant une certaine énergie E dans un réacteur. Il traduit le « poids » de ce neutron à l'entretien de la réaction en chaîne.

Remarque : La forme de l'équation adjointe est similaire de celle de l'équation directe du bilan neutronique. Les équations directe et adjointe ont même valeur propre. Ainsi la résolution numérique de cette équation utilise les mêmes outils que pour la résolution directe. Cependant, pour résoudre correctement l'équation, il est nécessaire de réaliser les modifications suivantes :

- inversion des directions angulaires
- résolution inversée sur les groupes énergétiques

i. Application : décomposition d'une variation de réactivité

Théorie des perturbations exactes

Pour décomposer la variation en réactivité entre deux états du cœur distincts (référence et perturbé), il est possible d'appliquer la théorie des perturbations exactes.

Les équations de bilan neutroniques pour les deux états s'écrivent :

$$\left(\mathbf{A}^+ - \frac{\mathbf{F}^+}{k} \right) \Phi^+ = 0 \text{ et } \left(\mathbf{A}' - \frac{\mathbf{F}'}{k'} \right) \Phi' = 0$$

En multipliant la première équation par Φ' et la seconde par Φ^+ , on peut écrire :

$$\left\langle \left(\mathbf{A}^+ - \frac{\mathbf{F}^+}{k} \right) \Phi^+, \Phi' \right\rangle - \left\langle \Phi^+, \left(\mathbf{A}' - \frac{\mathbf{F}'}{k'} \right) \Phi' \right\rangle = 0 \text{ soit } \left\langle \Phi^+, \left(\mathbf{A} - \mathbf{A}' - \frac{\mathbf{F}}{k} + \frac{\mathbf{F}'}{k'} \right) \Phi' \right\rangle = 0$$

En posant : $\delta \mathbf{A} = \mathbf{A}' - \mathbf{A}$ et $\delta \mathbf{F} = \mathbf{F}' - \mathbf{F}$ et $\delta \rho = \frac{k' - k}{kk'} = \frac{1}{k} - \frac{1}{k'}$,

Il vient l'expression : $-\left\langle \Phi^+, \delta \mathbf{A} \Phi' \right\rangle + \frac{1}{k} \left\langle \Phi^+, \delta \mathbf{F} \Phi' \right\rangle - \delta \rho \left\langle \Phi^+, \mathbf{F}' \Phi' \right\rangle = 0$

Soit finalement :

$$\delta \rho = \frac{-\left\langle \Phi^+, \left(\delta \mathbf{A} - \frac{\delta \mathbf{F}}{k'} \right) \Phi' \right\rangle}{\left\langle \Phi^+, \mathbf{F}' \Phi' \right\rangle}$$

A partir du calcul de flux direct de la situation perturbée Φ' et du flux adjoint de la situation référence Φ^+ , il est possible de décomposer une variation de réactivité (réactivité de vidange, contre-réaction, efficacité des absorbants, perte de réactivité...) sur les volumes et les données d'entrée des études (sections efficaces de réactions, concentration).

Théorie des perturbations au premier ordre

La théorie des perturbations au premier ordre est utilisée pour calculer les variations en réactivité dues à de faibles perturbations. La formulation est celle directement obtenue à partir du formalisme général. La simplification par rapport au cas exact consiste à utiliser le flux direct de la situation de référence à la place du flux direct de la situation perturbée. Cette technique permet donc de s'affranchir du calcul de la situation perturbée et elle est souvent utilisée lorsque l'on ne connaît pas par avance l'état perturbé. L'approximation est d'autant plus juste que la perturbation est petite.

$$\frac{dk}{k^2} = d\rho = - \frac{\left\langle \Phi^+, \left(d\mathbf{A} - \frac{d\mathbf{F}}{k} \right) \Phi \right\rangle}{\left\langle \Phi^+, \mathbf{F} \Phi \right\rangle}$$

b) Décomposition des grandeurs neutroniques

Les résultats présentés dans cette partie correspondent aux décompositions de l'effet en réactivité de la « vidange totale » et des différentes contre-réactions obtenues par perturbation. Les

décompositions sont calculées d'une part en théorie du transport avec le solveur SNATCH associé aux outils de perturbations développés dans PARIS. D'autre part, les décompositions sont évaluées avec les outils de perturbations d'ERANOS en utilisant les flux calculés par H3D en approximation de la diffusion et en transport avec BISTRO.

i. Décomposition de l'effet de « vidange totale »

Pour rappel, l'effet de vidange du CFV en début de vie a été calculé avec les différentes méthodes (cf. Tableau 27). Il est de -1470 pcm avec SNATCH et de -2225 pcm avec H3D.

Solveur	T4 multi-groupes	SNATCH (2,2,1)	VARIANT P3 (6, 1,2)	VARIANT SP3 (6, 0,1)	H3D Diffusion	BISTRO 2D-RZ
$\Delta\rho$ en pcm	-1459 ± 3	-1470	-1487	-1813	-2225	-1059

Tableau 26 Effet de vidange totale

Les flux directs de la situation vidangée et adjoints de la situation de référence sont multipliés scalairement pour obtenir le produit $\langle \Phi^+, \Phi' \rangle$ utilisé pour décomposer les effets par perturbation. Les spectres directs et perturbés des situations normales et vidangées (cf. Figures 18 et 19) calculés et normalisés avec SNATCH dans respectivement la zone combustible et le milieu plenum montrent la nécessité d'utiliser la théorie des perturbations exactes et non l'approximation au premier ordre pour la décomposition de l'effet de vidange. Cette nécessité est spécifique aux cœurs hétérogènes comme le CFV.

En effet, pour la zone combustible, les spectres directs et adjoints des situations de référence et perturbées sont assez similaires. L'approximation qui consiste à utiliser le flux direct de la situation de référence au lieu du flux direct de la situation perturbée aura un impact assez faible sur la valeur calculée. En revanche, pour le milieu plenum, les spectres directs et adjoints des deux situations sont assez différents. L'approximation aura alors un impact important sur la valeur de l'effet de vidange. Pour le concept CFV, l'utilisation de l'approximation au premier ordre entraîne un biais de l'ordre de 600 pcm sur l'effet de vidange (effet de vidange plus faible).

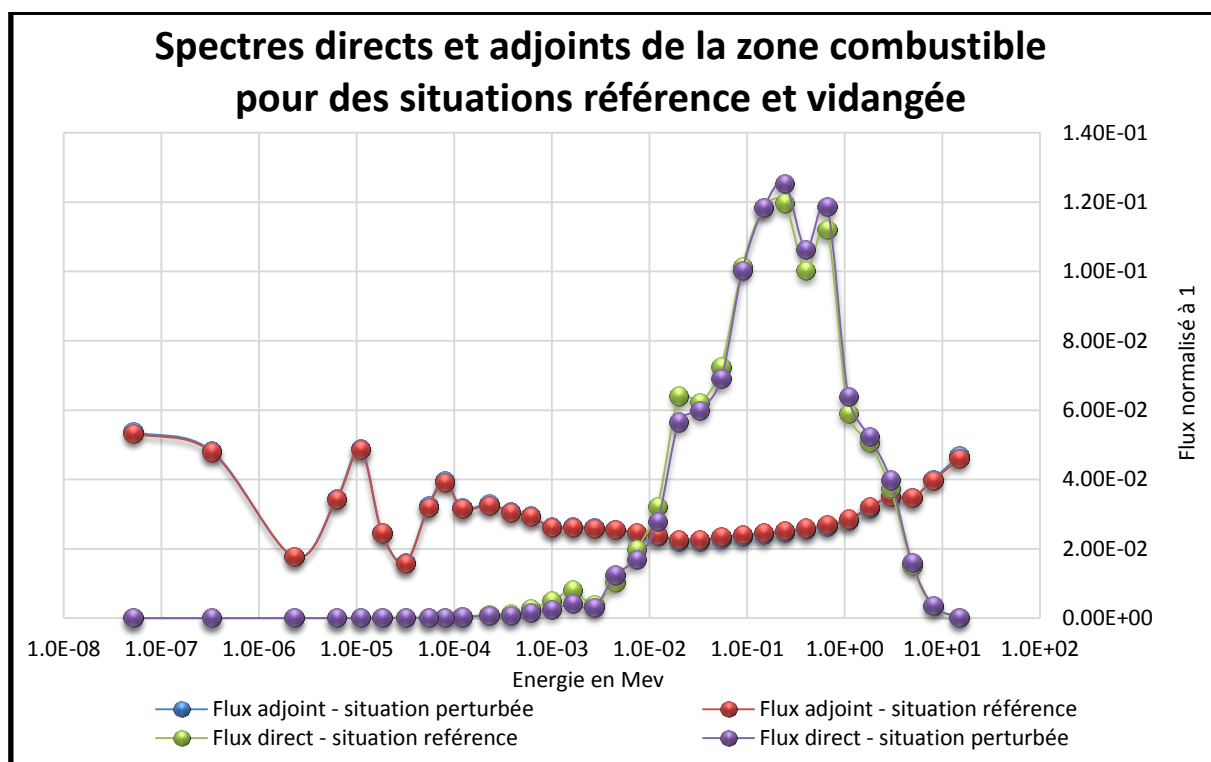


Figure 19 Spectres directs et adjoints des situations référence et vidangée pour la zone combustible

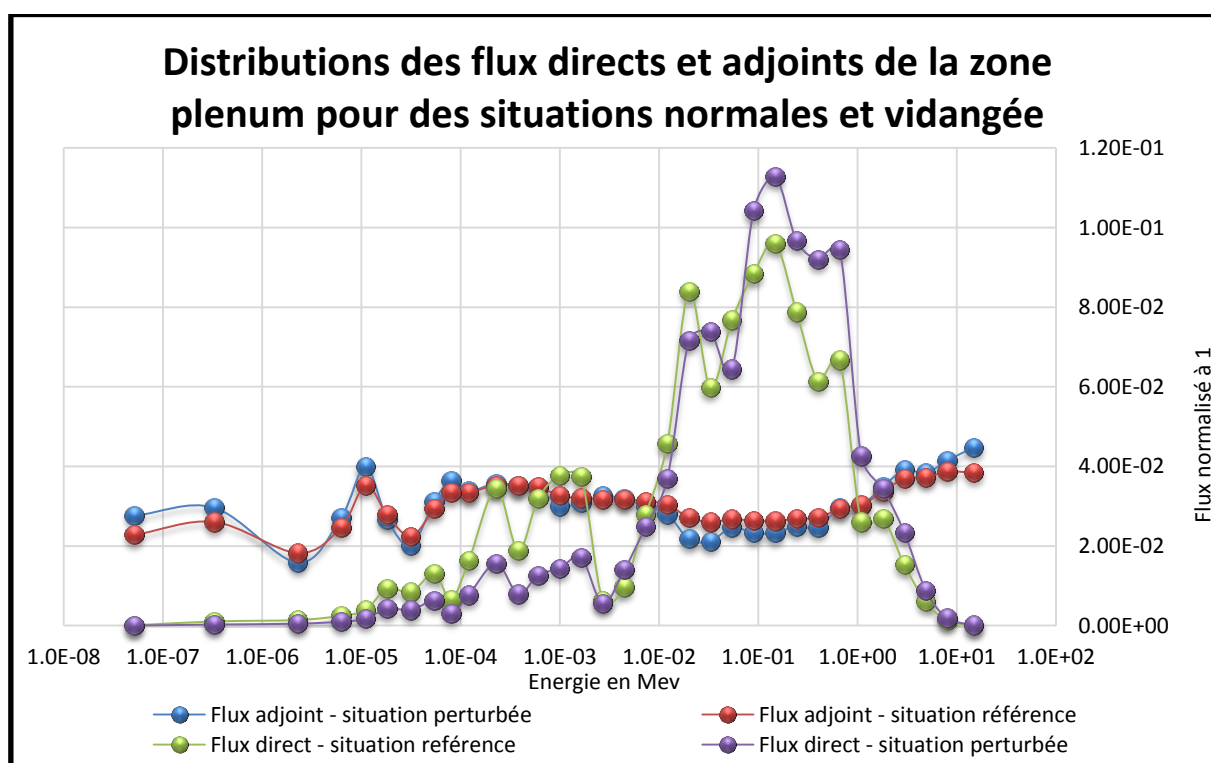


Figure 20 Spectres directs et adjoints des situations référence et vidangée pour le milieu plenum

Les outils de perturbations développés au sein de PARIS donnent un effet de vidange global calculé par perturbation exacte (somme des valeurs par milieu) de 1470 pcm avec SNATCH (cf. Tableau 28) qui correspond bien à la valeur des calculs directs. Cette vérification permet de s'assurer que les équations ont été codées correctement dans PARIS.

Milieu	SNATCH	H3D	BISTRO	$\frac{SNATCH - H3D}{H3D}$	$\frac{H3D - SNATCH}{SNATCH}$	$\frac{SNATCH - BISTRO}{BISTRO}$	$\frac{BISTRO - SNATCH}{SNATCH}$
Fuel	853	822	848	30	-4%	5	-1%
Fertile	435	472	425	-37	9%	10	-2%
Plenum	-2500	-3216	-2102	716	29%	-398	-16%
Vase d'expansion supérieur	-258	-304	-220	46	18%	-38	-15%
TOTAL	-1470	-2226	-1049	756	51%	-421	-29%

Tableau 27 Décomposition de la vidange totale par milieu

Les effets de vidange décomposés par milieux montrent que la diffusion surestime largement la perte de réactivité dans le plenum et le vase d'expansion supérieur (VES) par rapport à SNATCH alors que les effets en réactivité au niveau des milieux fissiles et fertiles se compensent.

Le solveur BISTRO estime correctement les effets de vidange dans le fissile et le fertile mais sous-estime la vidange dans le plenum et le vase d'expansion supérieur. Le biais sur l'effet de vidange du plenum calculé avec BISTRO tend ainsi à compenser le biais dû au calcul des sections efficaces pour ce milieu avec le « schéma de calcul classique ». Cette compensation explique les bons accords observés entre TRIPOLI4 ponctuel et BISTRO pour le calcul de la vidange (cf. partie 1). Néanmoins l'utilisation du schéma adapté au plenum pour le CFV (cf. partie sur les biais des sections) réduit fortement le biais dû au calcul des sections et va augmenter l'écart entre TRIPOLI4 ponctuel et BISTRO.

La décomposition de l'effet de vidange avec SNATCH (cf. Tableau 29) sur les différentes mailles thermo-hydrauliques (7 dérivations) montrent que l'effet de vidange totale se divise donc en deux zones. Une zone avec une contribution négative en haut du cœur (plenum, vase d'expansion (VES), zone d'interface avec le cœur) et une zone avec une contribution positive au centre qui conduit à un effet net plus faible en amplitude.

SNATCH	Regroupement des assemblages en canaux (valeurs en pcm)						
	1	2	3	4	5	6	7
247,5-300	PNS 0,0						
217,5-247,5	PLENUM -2499,6						
210-217,5							
207,5-210					VES		
200-207,5	VES -258,0				-11,1	-12,6	-15,8
190-200	-15,6	-23,2	-47,5	-4,2	-8,3	-1,5	-0,8
180-190	31,1	37,0	92,2	8,9	-5,7	10,9	20,3
170-180	51,5	60,2	138,8	13,3	-3,1	19,6	33,9
165-170	23,6	24,4	52,7	5,0	-1,2	22,9	36,8
160-165	20,5	21,0	45,5	4,3			
150-160	44,1	50,3	114,3	10,8	-0,9	21,5	34,6
145-150	21,6	25,0	56,9	5,4	-3,0	15,4	27,4
140-145	20,4	23,8	53,9	5,1			
130-140	24,7	32,0	75,8	7,3	-6,4	5,1	12,7
120-130	-2,7	0,2	5,7	0,6	-9,5	-6,3	-5,2
110-120	0,2	0,3	0,7	0,1	0,1	0,1	0,2
100-110	0,1	0,2	0,5	0,0	0,1	0,1	0,1
90-100	0,1	0,1	0,2	0,0	0,0	0,0	0,0
0-90	VEI 0,0						
Zones fissiles et fertiles	219,6	251,3	589,7	56,5	-49,0	75,3	144,2
Plenum +VES	-2757,6						
Total Coeur	-1470,0						

Tableau 28 Décomposition de la réactivité de vidange avec SNATCH en pcm

Les contributions en périphérie de cœur sont majoritairement dues à des fuites de neutrons par réaction de diffusions élastiques et inélastiques sur le sodium. Cet effet est mieux traité par les solveurs en transport que par les solveurs basés sur l'approximation de la diffusion. L'utilisation de solveur en diffusion peut donc entraîner des compensations importantes entre les zones internes et la périphérie du cœur.

Afin d'évaluer les écarts entre solveurs¹ lors du calcul des effets locaux, la décomposition spatiale de l'effet de vidange a été obtenue avec les flux calculés en approximation de la diffusion avec H3D et comparée aux résultats obtenus avec SNATCH (cf. Tableau 30 et Tableau 31).

¹ Le solveur BISTRO utilise une géométrie 2D-RZ incompatible avec le maillage multicanal des codes de thermohydraulique. La comparaison est donc seulement réalisée avec H3D qui est la méthode actuellement utilisée pour les études sur ASTRID.

H3D	Regroupement en canaux (valeurs en pcm)						
	1	2	3	4	5	6	7
247,5-300	PNS 0,0						
217,5-247,5	PLENUM -3215,6						
210-217,5							
207,5-210							
200-207,5	VES -303,8				-11,6	-11,6	-11,9
190-200	-22,6	-30,4	-59,9	-5,2	-10,0	-4,1	-6,0
180-190	29,3	34,0	82,7	7,9	-7,6	10,2	19,8
170-180	53,0	59,9	133,2	12,5	-4,9	20,4	36,0
165-170	25,5	26,5	55,7	5,2	-2,8	24,2	39,6
160-165	23,4	24,3	51,4	4,8			
150-160	49,7	56,4	124,2	11,6	-2,5	23,1	38,1
145-150	23,8	27,5	60,8	5,7	-4,6	16,7	30,4
140-145	21,9	25,4	56,0	5,3			
130-140	26,2	33,2	76,2	7,2	-8,3	5,1	13,8
120-130	-3,2	0,2	5,7	0,7	-11,8	-7,9	-6,6
110-120	0,3	0,3	0,7	0,1	0,1	0,2	0,2
100-110	0,2	0,2	0,6	0,1	0,1	0,1	0,1
90-100	0,1	0,1	0,2	0,0	0,0	0,0	0,0
0-90	VEI 0,0						
Zones fissiles et fertiles	227,6	257,5	587,5	55,9	-63,9	76,3	153,4
Plenum +VES	-3519,4						
Total Coeur	-2225,0						

Tableau 29 Décomposition de la réactivité de vidange en diffusion en pcm

SNATCH - H3D	Regroupement en canaux & valeurs en pcm						
	1,0	2,0	3,0	4,0	5,0	6,0	7,0
247,5-300	0,0						
217,5-247,5	716,0						
210-217,5							
207,5-210							
200-207,5	45,8				0,6	-1,0	-4,0
190-200	7,0	7,3	12,4	1,0	1,7	2,6	5,2
180-190	1,8	3,0	9,5	0,9	1,9	0,7	0,5
170-180	-1,5	0,3	5,6	0,8	1,8	-0,8	-2,1
165-170	-2,0	-2,1	-3,0	-0,3	1,6	-1,3	-2,8
160-165	-2,9	-3,3	-5,9	-0,5			
150-160	-5,6	-6,1	-9,9	-0,8	1,5	-1,6	-3,5
145-150	-2,2	-2,5	-3,8	-0,3	1,6	-1,3	-3,0
140-145	-1,5	-1,6	-2,1	-0,1			
130-140	-1,5	-1,2	-0,4	0,1	1,9	0,0	-1,0
120-130	0,5	0,1	0,0	-0,1	2,3	1,6	1,5
110-120	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0
100-110	0,0	0,0	-0,1	0,0	0,0	0,0	0,0
90-100	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0
0-90	0,0						
Zones fissiles et fertiles	-8,0	-6,2	2,2	0,6	14,9	-1,0	-9,2

Tableau 30 Ecart en pcm entre SNATCH et H3D : Vidange totale en sodium

Les compensations de l'effet de vidange entre les milieux fissiles et fertiles observées avec H3D sont en réalité le résultat de compensations plus générales entre le centre et la périphérie du cœur.

Par ailleurs, des écarts importants entre les deux méthodes sont obtenus au niveau de l'interface avec le plenum. Le calcul Sn permet donc de mieux prendre en compte les fuites de neutrons en particulier vers la partie supérieure du cœur que le calcul en approximation de la diffusion.

Les volumes pour lesquels les écarts sont les plus importants (volumes plenum et VES) correspondent à la zone où le sodium est le plus chaud. En outre, lors de certains scénarii de transitoires, c'est dans cette zone que le sodium aura tendance à se dilater le plus et par conséquent à atteindre la température d'ébullition sodium en premier.

L'évaluation précise des effets de vidange (et de dilatation) du sodium dans cette partie du cœur est donc essentielle pour l'étude du comportement pendant les transitoires. L'apport des nouveaux outils de perturbations associé à SNATCH va ainsi permettre une évaluation plus précise de ces effets en réactivité par rapport aux méthodes couramment utilisées en approximation de la diffusion ou en utilisant une géométrie simplifiée.

Le solveur SNATCH et les outils de perturbations associés sont donc recommandés pour l'évaluation et la décomposition de la réactivité de vidange du cœur CFV et spécialement pour l'étude du comportement du cœur lors d'accident avec ébullition du sodium.

ii. Décomposition de la contre-réaction de dilatation du sodium

Une analyse similaire a été réalisée pour l'effet d'une dilatation du sodium (5% de dilatation). Alors que l'effet total sur le cœur est relativement faible et d'environ 7 pcm par pourcent de sodium dilaté (cf. Tableau 32), il est, comme pour l'effet de vidange totale, le résultat d'une contribution négative importante dans le plenum et d'une contribution positive en centre cœur, et en particulier au milieu de la zone fissile supérieure.

SNATCH	Regroupement des assemblages en canaux (valeurs en pcm)						
	1	2	3	4	5	6	7
247,5-300	SPNS -0,7						
217,5-247,5	PLENUM -72,0						
210-217,5							
207,5-210							
200-207,5	SVES -8,3				-0,4	-0,4	-0,4
190-200	-0,2	-0,3	-0,5	0,0	-0,3	0,1	0,2
180-190	1,6	2,0	5,1	0,5	-0,2	0,5	1,0
170-180	2,1	2,5	5,8	0,6	-0,1	0,8	1,4
165-170	0,8	0,8	1,8	0,2	0,0	0,9	1,4
160-165	0,8	0,8	1,8	0,2			
150-160	1,8	2,1	4,8	0,5	0,0	0,8	1,3
145-150	0,9	1,0	2,4	0,2	-0,1	0,6	1,0
140-145	0,7	0,8	1,9	0,2			
130-140	0,8	1,1	2,6	0,3	-0,2	0,2	0,4
120-130	-0,1	0,0	0,2	0,0	-0,3	-0,2	-0,2
110-120	-0,3	-0,3	-0,6	-0,1	-0,1	-0,2	-0,2
100-110	0,0	0,0	-0,1	0,0	0,0	0,0	0,0
90-100	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0
0-90	SVEI -0,1						
Zones fissiles et fertiles	9,0	10,5	25,3	2,5	-1,7	3,1	5,8
Autres milieux	-10,1						
Total Cœur	-36,8						

Tableau 31 Décomposition de la dilatation sodium avec SNATCH en pcm

Les milieux réflecteurs et les suiveurs de barres contribuent de manière non négligeable à l'effet total en réactivité (-10 pcm par rapport à un effet total de -37 pcm). Cette contribution doit être prise en compte (selon l'échauffement spécifique de ces milieux) lors de la simulation des transitoires, notamment en cas d'ULOHS.

La principale différence entre SNATCH et H3D vient du traitement des fuites de neutrons. Les écarts sur la contribution du plenum à l'effet de vidange totale ont confirmé les défauts du calcul en diffusion par rapport au transport pour le cœur CFV. Le concept CFV présente un effet de dilatation qui n'est pas linéaire avec la perturbation (cf. chapitre I) en particulier pour de fortes perturbations. Cette non-linéarité est le résultat d'un « effet plenum » et du terme de fuite non-linéaire. Néanmoins,

pour de faibles dilatations thermiques du sodium (plus réaliste pour les types de transitoires étudiés), la dilatation sodium présente un comportement quasi-linéaire et explique que la contribution du plenum obtenue en diffusion est assez proche de celle obtenue avec SNATCH (cf. Tableau 33).

Milieu	H3D	SNATCH	BISTRO	$\frac{H3D - SNATCH}{SNATCH}$	$\frac{BISTRO - SNATCH}{SNATCH}$
Protection neutronique	-0,62	-0,72	-0,6	-14%	-17%
Plenum	-75,17	-71,96	-59	4%	-18%
Vase d'expansion supérieur	-9,43	-8,31	-7,5	13%	-10%
Fuel	33,9	39,1	36	-13%	-8%
Entretoise	0,00	0,00	0	280%	76%
Fertile	15,6	15,5	14	1%	-10%
Vase d'expansion inférieur	-0,10	-0,18	0,03	-44%	-117%
Réflecteurs	-10,12	-7,43	-6	36%	-19%
Suiveurs de barres	-16,83	-2,68	4	528%	-249%
Absorbants	0,03	-0,42	-0,5	-107%	19%
Diluant	0,27	0,39	0,5	-31%	28%
COEUR	-62,4	-36,8	-22	70%	-40%

Tableau 32 Décomposition en pcm de la dilatation sodium de 1% avec SNATCH et H3D

Le biais important sur la valeur de la contre-réaction sodium entre SNATCH et H3D (respectivement de -37 pcm et -62 pcm) est le résultat des écarts au niveau des zones fissiles (6 pcm), du plenum (3 pcm), des réflecteurs (3 pcm) et surtout des suiveurs de barres (14 pcm).

L'échauffement dans les assemblages réflecteurs et dans les assemblages barrés étant beaucoup moins important que dans les assemblages fissiles, le biais attendu entre les méthodes devrait avoir un impact assez faible en transitoire. Cependant, le biais sur les milieux fissiles doit être étudié plus en détail afin de vérifier qu'il n'y a pas de fortes compensations entre le centre et la périphérie du cœur comme pour la vidange totale.

Le tableau suivant représente le biais entre SNATCH et H3D sur distribution axiale de l'effet en réactivité de la dilatation du sodium dans le canal le plus chaud (canal 3).

CANAL 3 : CANAL LE PLUS CHAUD		
	<i>H3D – SNATCH</i> en pcm	<i>H3D – SNATCH</i> <i>SNATCH</i>
PNS	0,04	20%
VES & PLENUM	-1,14	-4%
	-1,12	0%
Combustible	-0,44	-32%
	-0,61	16%
	-0,53	11%
	-0,13	9%
	0,06	-3%
Fertile	0,14	-3%
	0,03	-1%
	-0,06	3%
Combustible	-0,18	9%
	-0,15	-141%
Fertile	-0,01	-2%
	0,01	12%
	0,01	-31%
VEI	0,04	20%

Tableau 33 Comparaison des coefficients pour la dilatation Na obtenues en transport et en diffusion (canal 3)

Finalement, le bon accord pour les zones fissiles et fertiles entre SNATCH et H3D résulte de compensations importantes entre les zones du cœur (écarts de -32% au niveau de l'interface entre fissile et plenum à +9 % au milieu de la zone fissile supérieure). Ces compensations peuvent avoir un impact en transitoire notamment pour des transitoires de type ULOSSP ou ULOF où le gradient de température du sodium entre le centre et le haut du cœur augmente au cours du transitoire.

Remarques :

- La contre réaction de dilatation sodium globale cœur, du concept CFV, est faible en raison de la contribution importante du plenum. Néanmoins, avec des configurations de cœur homogène ou pour des cœurs de type « Burner » en Pu qui peut présenter des contre-réactions sodium de niveaux plus élevés, le biais du traitement en diffusion pourrait avoir un impact nettement plus important en transitoire.
- L'apport de l'utilisation des décompositions obtenues en transport par rapport à la diffusion est illustré pour deux types de transitoires (ULOHS et ULOSSP) dans le chapitre IV.

iii. Décompositions des autres contre-réactions

Les spectres direct et adjoint normalisés des situations de référence (température du combustible à 1227 °C) et Doppler (température du combustible à 2227 °C) calculés avec SNATCH sont très similaires (cf. Figure 20). La méthode utilisée pour calculer le flux aura donc un impact faible devant le calcul des sections efficaces pour l'effet Doppler. Néanmoins cette observation doit être vérifiée spatialement par perturbation.

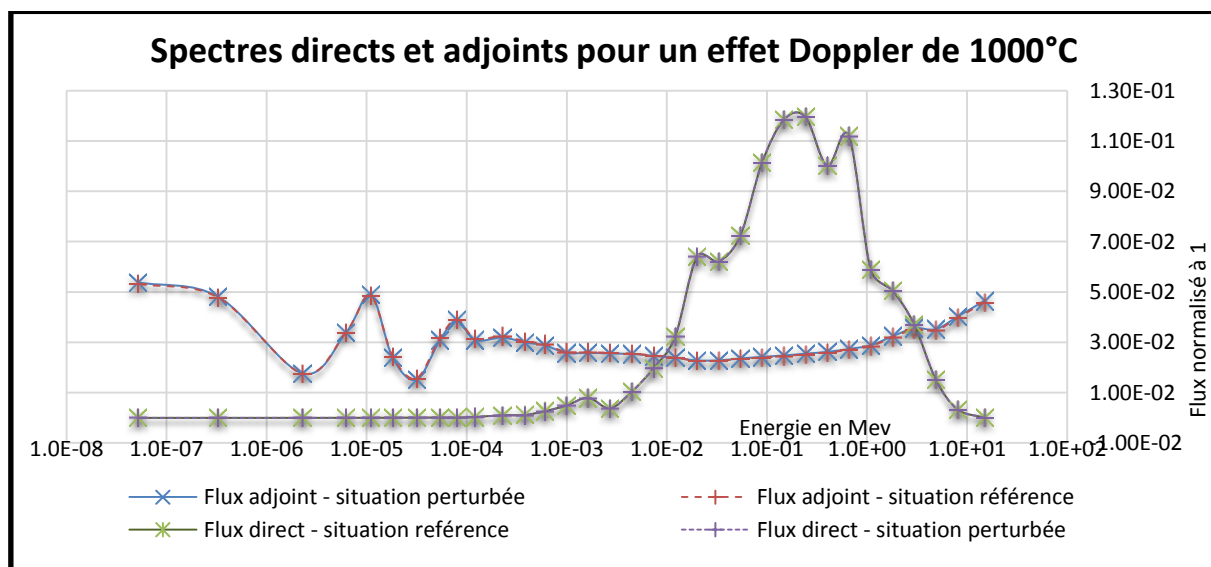


Figure 21 Spectres directs et adjoints des situations référence et Doppler

SNATCH	Regroupement en canaux & valeurs en pcm						
	1	2	3	4	5	6	7
247,5-300	SPNS 0						
217,5-247,5	PLENUM 0						
210-217,5							
207,5-210							
200-207,5							
190-200	SVES 0				-4	-3	-4
180-190	-8	-10	-28	-3	-4	-4	-5
170-180	-8	-11	-28	-3	-5	-5	-6
165-170	-10	-12	-30	-3	-6	-6	-7
160-165	-5	-6	-16	-2	-6	-6	-7
150-160	-8	-10	-24	-2	-6	-5	-6
145-150	-13	-15	-34	-3	-5	-4	-5
140-145	-6	-7	-17	-2	-3	-3	-4
130-140	-3	-4	-10	-1	-2	-2	-2
120-130	-5	-6	-14	-1	0	0	0
110-120	-3	-4	-9	-1	0	0	0
100-110	-1	-1	-3	0	0	0	0
90-100	0	0	-1	0	0	0	0
0-90	SVEI 0						
Zones fissiles et fertiles	-73	-90	-223	-22	-44	-39	-49
Plenum +VES	0						
Total Coeur	-540						

Tableau 34 Décomposition de l'effet Doppler (delta de réactivité) calculée avec SNATCH

La décomposition par perturbation de l'effet Doppler calculée avec SNATCH correspond bien à la valeur de l'effet Doppler obtenue par calculs directs. Cette vérification permet encore une fois de s'assurer du développement correct des équations dans PARIS.

Le tableau suivant illustre l'écart entre les décompositions de l'effet Doppler obtenues avec SNATCH et H3D. Ces écarts absolus en pcm confirment que l'approximation de la diffusion est suffisante pour évaluer des coefficients de réactivité locaux associés à l'effet Doppler pour la simulation de transitoire.

En effet, le biais par maille ne dépasse pas 2 pcm (et est généralement inférieur au pcm) pour un effet total de 540 pcm. Ce biais n'aura que peu d'impact sur le comportement du cœur pendant les transitoires (cf. Chapitre IV).

SNATCH - H3D en pcm	Regroupement en canaux & valeurs en pcm						
	1	2	3	4	5	6	7
247,5-300	SPNS 0						
217,5-247,5	PLENUM 0						
210-217,5							
207,5-210					0	0	0
200-207,5	SVES 0				0	0	0
190-200	-1	0	-2	0	0	0	0
180-190	1	0	-1	0	0	0	0
170-180	0	0	0	0	0	0	0
165-170	0	0	0	0	1	1	1
160-165	1	0	0	0			
150-160	2	2	2	1	0	0	1
145-150	1	1	0	0	0	0	0
140-145	0	0	0	0			
130-140	0	0	1	0	1	0	0
120-130	0	0	0	0	0	0	0
110-120	0	0	0	0	0	1	0
100-110	0	0	0	0	0	0	1
90-100	0	0	0	0	0	0	0
0-90	SVEI 0						
Zones fissiles et fertiles	3	3	0	1	2	2	3
Plenum +VES	0						
Total Cœur	14						

Tableau 35 Décomposition de l'effet Doppler (delta de réactivité) calculée avec H3D

En analysant plus en détail ces écarts, on observe des compensations, comme pour l'effet de vidange, entre la périphérie et le centre du cœur. Ces compensations dues au traitement des fuites de neutrons sont beaucoup moins importantes pour l'effet Doppler que pour les effets associés aux changements de densité du sodium (dilatation et vidange). Néanmoins, si on compare les écarts relatifs sur les coefficients locaux associés à l'effet Doppler dans le canal chaud par exemple (cf. Tableau 37), on retrouve des écarts de 8% notamment à l'interface entre le plenum et la zone combustible supérieure.

CANAL 3 : CANAL LE PLUS CHAUD		
	<i>H3D – SNATCH</i> en pcm	$\frac{H3D - SNATCH}{SNATCH}$
Combustible	-2	-8,1%
	-1	-6,4%
	0	-3,7%
	0	-1,9%
	0	0,3%
Fertile	2	1,6%
	0	1,2%
	0	1,2%
Combustible	1	1,8%
	0	0,0%
Fertile	0	1,4%
	0	-2,8%
	0	-7,4%

Tableau 36 Comparaison des coefficients pour l'effet Doppler obtenues en transport et en diffusion (canal 3)

Finalement, la résolution en transport permet une estimation plus précise des coefficients locaux avec un traitement exact des fuites de neutrons. Cette évaluation met en avant des effets de compensations lors du traitement en diffusion. Néanmoins les écarts associés sont très faibles et n'auront que peu d'impact lors de la simulation du comportement du cœur pendant les transitoires.

Des études similaires ont été réalisées pour les autres contre-réactions :

- dilatation axiale du combustible lié,
- dilatation axiale des gaines,
- dilatation des tubes hexagonaux.

Les écarts sont très similaires à ceux observés pour l'effet Doppler avec des écarts en absolu de l'ordre du pcm et des écarts relatifs pouvant atteindre 7 à 8 % à l'interface entre le combustible supérieur et le plénum. La résolution en diffusion est donc suffisante pour le calcul des coefficients locaux associés à ces contre-réactions. Les biais entre la résolution en transport exact et en diffusion n'auront que peu d'impact sur le comportement des cœurs pendant les transitoires.

Remarque : L'impact des écarts entre solveurs pendant les transitoires est évalué dans le chapitre IV et confirme l'utilisation d'une méthode rapide basée sur l'approximation en diffusion pour le calcul de ces coefficients de contre-réaction.

3. Etude sur la linéarité des effets en réactivité en fonction de la perturbation

a) Gamme de perturbations réalistes

Les contre-réactions utilisées par CATHARE-2 sont actuellement calculées avec des conditions de fonctionnement correspondant à l'état de « Puissance Nominale ». Ces contre-réactions sont obtenues en perturbant de 1% les concentrations et les dimensions géométriques des éléments du cœur ou en augmentant la température des sections de 1000°C pour un calcul Doppler. Ces contre-réactions sont ensuite utilisées pendant toute la durée du transitoire en supposant leur linéarité suivant l'amplitude réelle de la perturbation. Cette hypothèse doit être vérifiée afin de s'assurer qu'elle n'engendre pas des biais sur les températures atteintes pendant le transitoire.

L'objectif de ce paragraphe est donc de vérifier que cette hypothèse est justifiée. Le tableau suivant donne la gamme de « perturbations réalistes » en transitoire pour chaque contre-réaction. Les calculs visant à vérifier l'hypothèse de linéarité seront donc effectués dans « les intervalles réalistes ».

	Sommier	Sodium	Gaine	Tube hexagonal	Combustible lié	Combustible fibre	Fertile
Température minimale en °C	180	180	180	180	180	180	180
Température maximale en °C	750	900	900	800	2500	2500	2500
Température maximale +marge en °C	900	950	1100	1000	2700	2700	2700
Température à PN en °C	450	450	450	450	1227	1227	627
Dilatation de 1% en °C	559	35	559	837	559	880	559
Perturbation entre PN et Tmin en %	-0,5	-7,7	-0,5	-0,3	-1,9	-1,2	-0,8
Perturbation entre PN et Tmax en %	0,5	12,9	0,8	0,4	2,3	1,4	3,4
Perturbation entre PN et Tmax+marge en %	0,8	14,3	1,2	0,7	2,6	1,7	3,8

Tableau 37 Perturbations réalistes en transitoire

Remarque: La dilatation du combustible lié à la gaine est déterminée par le coefficient de dilatation de la gaine.

b) Effets linéaires avec la perturbation

Parmi les différents effets étudiés, certains présentent une linéarité remarquable dans la gamme de perturbations étudiées. Les figures suivantes illustrent cette linéarité selon la valeur de la perturbation.

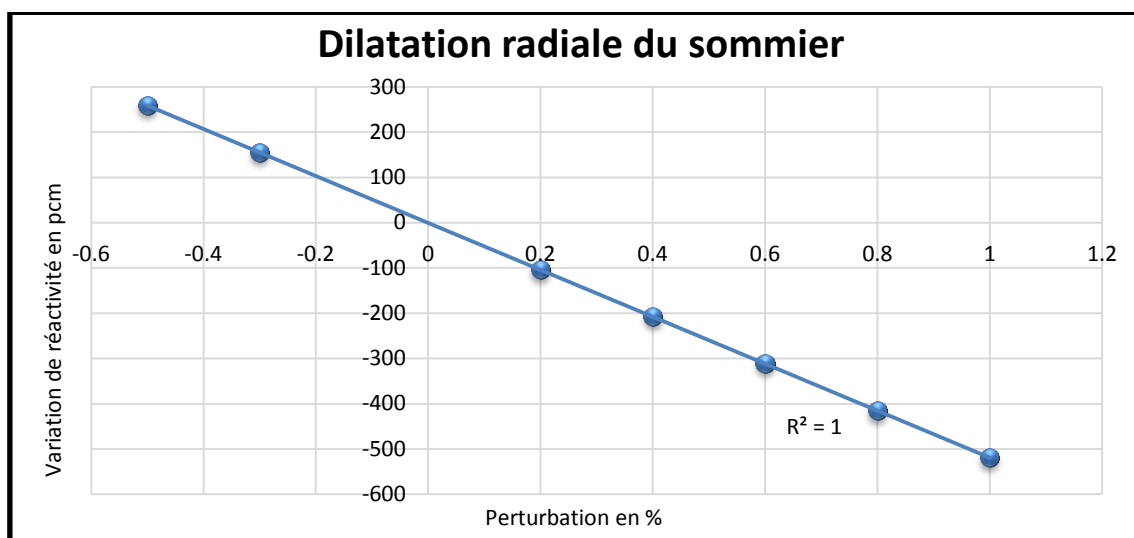


Figure 22 Dilatation radiale du sommier en fonction de la perturbation

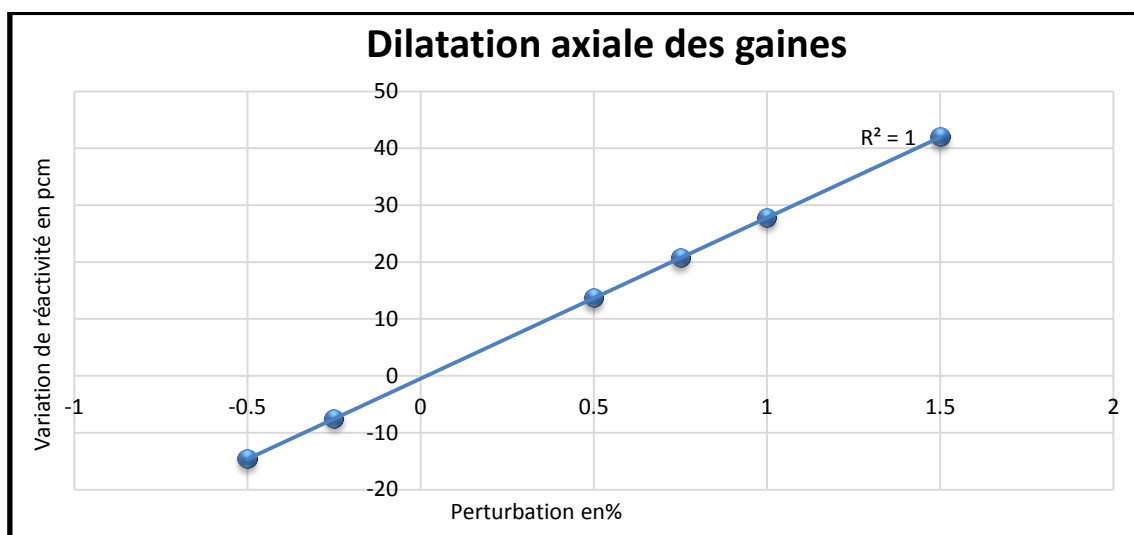


Figure 23 Dilatation axiale des gaines en fonction de la perturbation

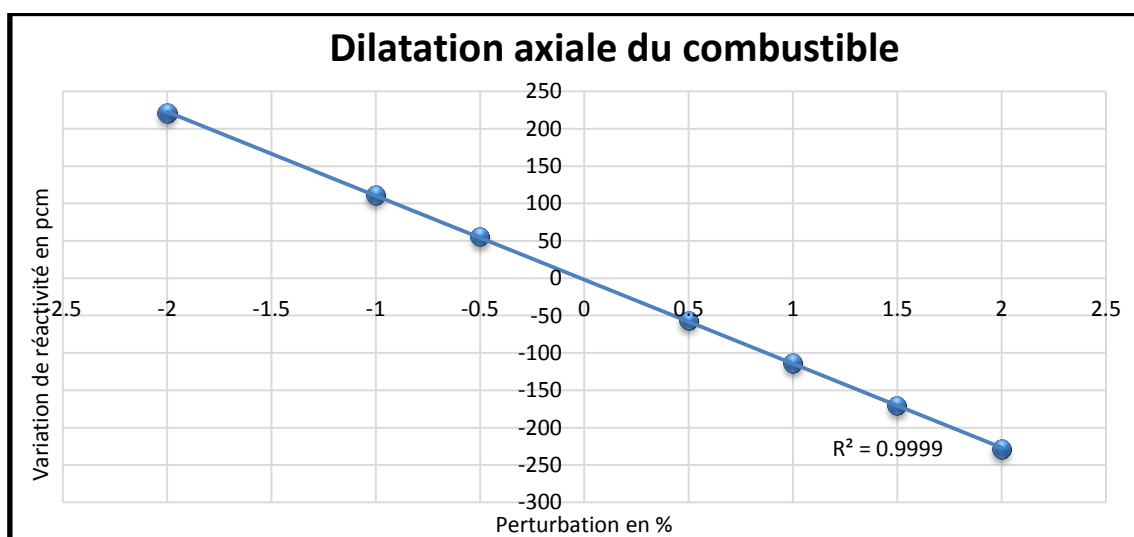


Figure 24 Dilatation axiale du combustible en fonction de la perturbation

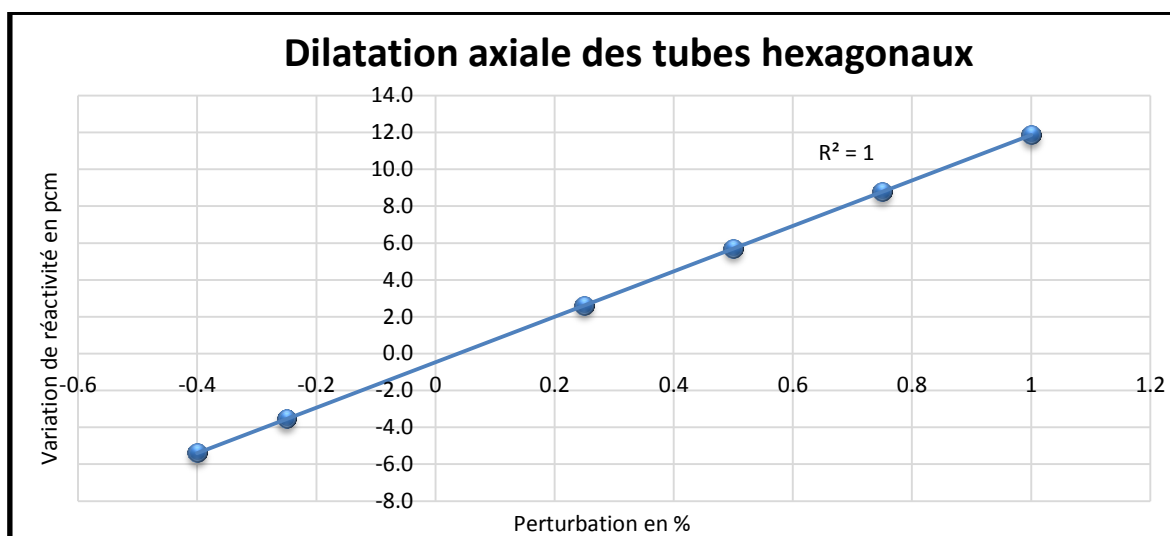


Figure 25 Dilatation axiale des tubes hexagonaux en fonction de la perturbation

Les contre-réactions de dilatations : radiale du sommier, axiales des tubes hexagonaux et des gaines et axiale du combustible, sont linéaires sur la gamme de températures envisageables pour ces milieux en transitoire. L'hypothèse consistant à utiliser les mêmes coefficients de contre-réactions pour l'ensemble du transitoire est donc valable pour ces contre-réactions.

c) Effets non linéaires

Comme présenté au chapitre I, l'effet de dilatation sodium n'est pas linéaire en fonction de la perturbation (cf. Figure 26). La variation de réactivité en fonction de la perturbation peut alors s'exprimer sous la forme d'un polynôme caractéristique du coefficient de contre-réaction global pour le cœur ou de manière plus précise en utilisant des polynômes associés à chaque coefficient de contre-réaction local.

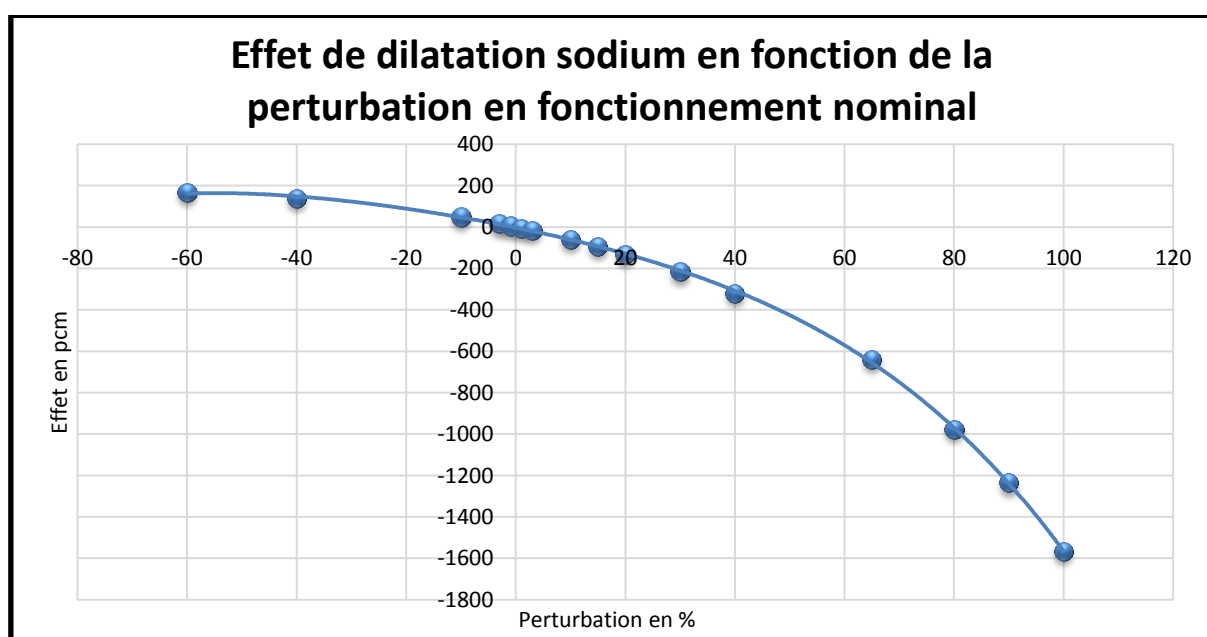


Figure 26 Non-linéarité de la dilatation sodium avec la valeur de dilatation

Néanmoins sur un intervalle de température allant de la température en fonctionnement nominal à la température d'ébullition du sodium, c'est-à-dire dans une gamme de perturbation se limitant à un effet de dilatation de l'ordre de 15 % autour de la température nominale, l'effet de non-linéarité reste très limité.

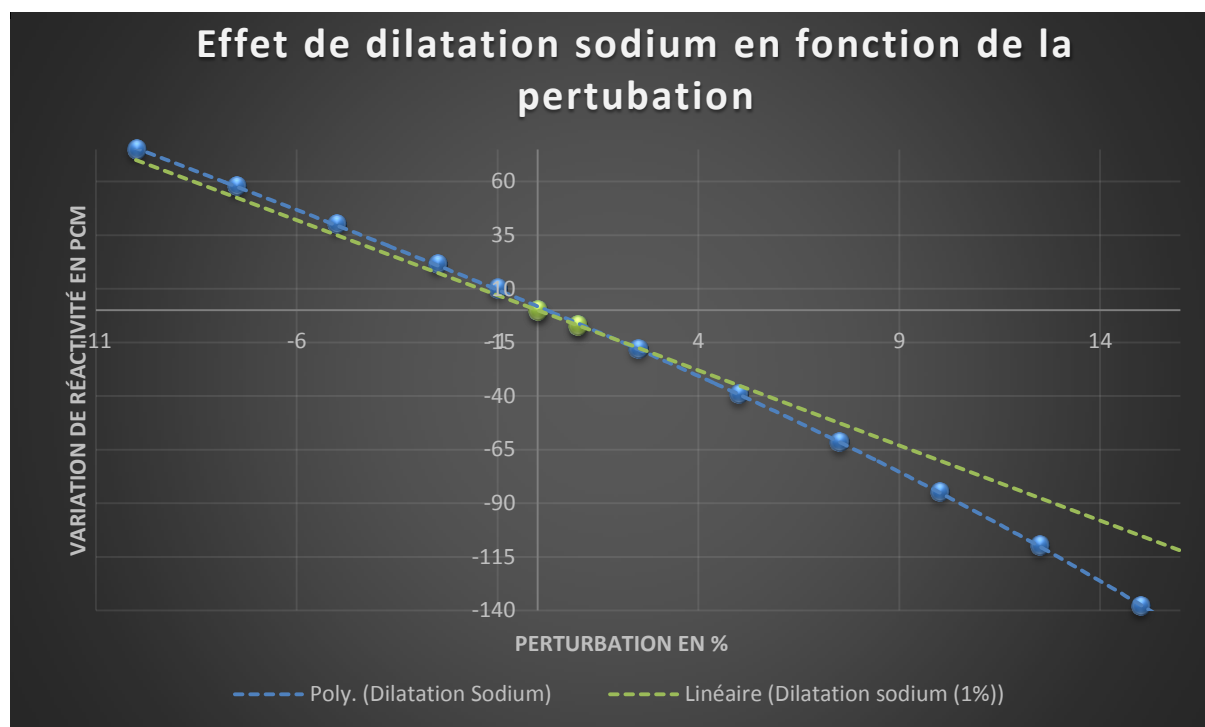


Figure 27 Non linéarité de la dilatation sodium dans une gamme de températures où le Na reste en phase liquide

L'approximation qui consiste à utiliser les coefficients obtenus pour une variation de 1 % peut être suffisante dans une première approche. L'impact de la non-linéarité de la contre-réaction de dilatation sodium pendant les transitoires est présenté dans le chapitre IV.

D. Conclusion sur l'évaluation des paramètres neutroniques

Pendant la phase de conception des cœurs RNR-Na, le calcul des caractéristiques neutroniques du concept permet :

- d'analyser les performances du design,
- d'identifier des pistes d'améliorations,
- de simuler le comportement du cœur pendant les transitoires incidentels non-protégés.

L'évaluation de ces paramètres neutroniques peut être envisagée suivant deux approches : soit en utilisant la voie stochastique, soit en mettant en œuvre une résolution déterministe. L'approche Monte Carlo limite les biais de méthodes mais nécessite des ressources informatiques et des temps de calculs importants pour atteindre une convergence acceptable. En outre, l'utilisation de décompositions spatiales des effets neutroniques impose l'utilisation des méthodes de perturbations. Ces outils sont aujourd'hui uniquement disponibles via la résolution déterministe de l'équation du transport des neutrons.

Dans l'optique d'une évaluation « best estimate » des paramètres neutroniques, il est important d'utiliser les outils déterministes validés qui limitent les effets de compensations. Ces outils sont déterminés en évaluant précisément les biais de méthodes. Les biais des schémas de calculs déterministes ERANOS ont été évalués pour des cœurs « homogènes ». Les designs de cœur envisagés pour ASTRID étant hétérogènes, ils impliquent alors une réévaluation des biais de méthodes.

Actuellement, c'est la plateforme PARIS qui est utilisée pour répondre aux spécificités des RNR. Paris regroupe le code ERANOS (ECCO et les différents solveurs cœurs), un solveur (SNATCH) basé sur une méthode Sn et des outils de perturbations.

Les biais de méthodes entre PARIS et TRIPOLI4 ont été évalués pour le concept de cœur à faible vidange (CFV).

Les biais dus à l'autoprotection, la mise en groupe et l'homogénéisation des sections avec ECCO et le schéma « référence » sont de l'ordre de :

- 300 pcm sur le facteur de multiplication effectif
- < 3% pour l'effet Doppler
- 50 pcm sur le poids des rideaux de barres
- 1,4 \$ sur l'effet de vidange totale

L'utilisation d'un schéma spécifique pour le plenum (traitement en 1D) a permis de réduire le biais sur le k_{eff} de 40 pcm et sur la vidange de 0,6 \$. Néanmoins, les biais restent encore importants avec ce schéma.

Si les biais sur la vidange sont facilement identifiables, il reste plus difficilement quantifiable pour la dilatation sodium de 1 % du fait des dispersions statistiques des calculs Monte Carlo pour une valeur globale en fin de cycle proche de zéro

Finalement, une amélioration plus importante de la préparation des sections efficaces passe par la possibilité de représenter en 3D par la méthode des caractéristiques les détails géométriques des milieux sous critiques comme le plenum. Cette préparation des sections est hors des possibilités des solveurs actuels et fait l'objet de développements au sein du code APOLLO3.

Les biais entre solveurs cœur ont ensuite été évalués par comparaisons avec des simulations TRIPOLI4. Les sections utilisées avec TRIPOLI4 sont les sections multi-groupes obtenues avec ECCO afin de considérer uniquement les biais sur la méthode de résolution de l'équation du transport.

Globalement, la nouvelle méthode Sn-3D de PARIS permet d'obtenir des valeurs très précises des paramètres neutroniques avec des biais de l'ordre :

- de 100 pcm sur la réactivité en début de vie,
- de 0,4 % à 0,7 % sur l'effet de vidange,
- de 13, 5 % sur l'effet de dilatation sodium
- de 0,2 % sur l'effet Doppler,
- inférieur à 3 % sur les autres effets de dilatation,
- de 0,5 pcm sur le β_{eff} ,
- inférieur à 0,3 % sur le poids des absorbants.

Ces biais sont plus faibles que ceux obtenus avec les méthodes (Pn-3D, SPn-3D, Sn-2D et en approximation de la diffusion en 3D) utilisées jusqu'à présent dans les études de conception pour ASTRID. Ces biais seraient alors de l'ordre :

- de 300 pcm sur la réactivité avec une méthode Pn,
- de 2 % (Pn) à 40 % (Sn-2D) sur la réactivité de vidange,
- de 17 % (Pn) à 91 % (Sn-2D) sur l'effet de dilatation sodium.
- jusqu'à 6 % (Sn-2D) sur les autres effets de dilatation,
- jusqu'à 1 % sur le poids des absorbants avec une méthode Pn.

La méthode Sn-3D permet donc d'obtenir des valeurs plus précises des paramètres neutroniques. Les apports de cette méthode sont encore plus importants si l'on étudie les distributions spatiales des effets associés à la perte de sodium (vidange et dilatation).

En effet, la contribution des fuites de neutrons étant essentielle dans le calcul de l'effet de vidange, elle doit être traitée de manière précise. Ceci est particulièrement vrai pour des concepts hétérogènes présentant un plenum de sodium en partie supérieure du cœur. Ainsi la contribution du plenum à l'effet de vidange est plus négative d'environ 700 pcm en théorie de la diffusion par rapport au Sn-3D. Le traitement en transport permet donc une évaluation précise des fuites de neutrons dans ce

milieu lors de situation de vidange totale en sodium (ébullition, locale ou totale, passage de bulle de gaz ...).

En ce qui concerne la dilatation du sodium, les contributions du plenum obtenues en diffusion et en transport sont assez similaires (écarts de 4 %) dans la gamme de perturbations rencontrées en fonctionnement nominal (< 15 % de dilatation). Cependant, des compensations importantes entre la périphérie et le centre du cœur sont observées avec le code de diffusion H3D (avec des écarts pouvant atteindre 30 % au niveau de l'interface entre le plenum et la zone fissile supérieure entre SNATCH et H3D).

Ces écarts peuvent amener à une mauvaise estimation de la variation de réactivité globale au cours du transitoire et par conséquent à une mauvaise estimation des températures du cœur. L'utilisation de la méthode Sn-3D est donc préconisée pour le calcul des coefficients de contre-réactions associés à la dilatation du sodium.

Pour les autres contre-réactions (effet Doppler, dilatation axiale du combustible lié, dilatation axiales des gaines et des tubes hexagonaux), les écarts observés entre SNATCH et H3D sont plus faibles (généralement inférieur au pcm) avec néanmoins des compensations entre le centre et la périphérie du cœur. L'utilisation d'une méthode rapide (comme l'approximation de la diffusion) peut s'avérer néanmoins suffisante pour évaluer les coefficients de contre-réactions locaux.

Finalement, la méthode Sn a démontré sa capacité à estimer précisément les grandeurs neutroniques d'intérêt pour les transitoires. Son utilisation est cependant coûteuse en temps de calcul (15 h pour le calcul du flux sans initialisation à partir d'une solution approchée) et en ressources informatiques (plusieurs giga-octets de mémoire vive).

Les développements réalisés au sein de la plateforme PARIS pour allier les outils de perturbations au solveur SNATCH (méthode Sn-3D) ont mis en avant l'apport de ces méthodes pour le calcul des paramètres neutroniques. Afin de conserver ces améliorations méthodologiques, il apparaît important de réaliser des développements similaires au sein de la future plateforme de calcul de neutronique « APOLLO3 » du CEA en se basant sur le solveur MINARET.

Par ailleurs, les biais sur le calcul des sections efficaces sont encore importants, notamment en ce qui concerne l'effet de vidange en sodium. Des calculs utilisant la méthode des PIJ exact vont donc devoir être nécessaires, associés à des solveurs MOC sur des géométries 3D afin de pouvoir décrire toute l'hétérogénéité du plénum sodium en particulier.

Références

- [Bot03] J. P. BOTH, et al., « TRIPOLI4, a Monte-Carlo Particles Transport Code. Main Features and Large Scale Applications in Reactor Physics », Proc. Int. Conf. on Supercomputing in Nuclear Application, SNA 2003, Paris, France, September, 2003.
- [Bla13] D. BLANCHET, B. FONTAINE, « Control Rod Depletion in Sodium-Cooled Fast Reactor: Models and Impact on Reactivity Control », Nuclear Science and Engineering 177, 260-274, 2014.
- [Bru07] E. BRUN, et al., « Overview of TRIPOLI4 version 7 continuous energy Monte-Carlo transport code », Proc. Int. Conf. ICAPP 2011, paper 11381, Nice, France, 2011.
- [Cai14] L. CAI, « Condensation et homogénéisation des sections efficaces pour les codes de transport déterministes par la méthode Monte Carlo – Application aux réacteurs à neutrons rapides de GEN IV », Thèse de doctorat, Université d’Orsay Paris XI, 2014.
- [Car92] C.B. CARRICO, E.E. LEWIS, G. PALMIOTTI, « Three dimensional variational nodal transport methods for Cartesian, triangular and hexagonal criticality calculations », Nuclear Science and Engineering, Vol 111, pp. 168-179, 1992.
- [Cha06] M. B. CHADWICK, et al., « ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology », Nuclear Data Sheets, 107, 2931, 2006.
- [Cze98] S. CZERNECKI, « Avancées dans le calcul neutronique des réacteurs à neutrons rapides – Démonstration sur le réacteur Superphénix », Thèse de doctorat, Université de Provence Aix-Marseille I, 1998.
- [Fou11] D. FOURNIER, « Analyse et développement de méthodes de raffinement hp en espace pour l’équation de transport des neutrons », Thèse de doctorat, Université de Provence Aix-Marseille I, 2011.
- [Gas09] L. GASTALDO, R. LE TELLIER, C. SUTEAU, D. FOURNIER, J.M. RUGGIERI, « High-order discrete ordinate transport in non-conforming 2D cartesian meshes », Proc. Int. Conf. M&C 2009, Rio de Janeiro, Brazil, May 8-12, 2009.
- [Gef11] F. G. GEFFRAYE, et al., « CATHARE-2 V2.5_2: A single version for various applications », Nuclear Engineering and Design, Volume 241, Issue 11, Pages 4456-4463, November, 2011.
- [Jac11] P. JACQUET, « Nouvelles méthodes de modélisation neutronique des réacteurs rapides de 4ème génération », Thèse de doctorat, Université de Grenoble, 2011.
- [Leb09] J.F. LEBRAT et al., « JEFF 3.1 Nuclear Data Validation for Sodium Fast Reactors », Proceedings of FR’09, Kyoto, Japan, 2009.

- [LeT09] R. LE TELLIER, et al., « High-order discrete ordinate transport in hexagonal geometry: a new capability in ERANOS », 21st International Conference on Transport Theory (ICTT-21), Torino, Italy, 2009.
- [LeT10] R. LE TELLIER, C. SUTEAU, D. FOURNIER, J.M. RUGGIERI, « High-order discrete ordinate transport in hexagonal geometry: a new capability in ERANOS », *Il Nuovo Cimento C* 33, 1, 121, 2010
- [LeT11] R. LE TELLIER, D. FOURNIER, C. SUTEAU, « Reactivity perturbation formulation for a discontinuous Galerkin-based transport solver and its use with adaptive mesh refinement », *Nuclear Science and Engineering* 167, 209-220, 2011.
- [Lew65] J. LEWINS, « Importance, The adjoint Function _The physical Basis of Variational and Perturbation Theory in Transport and Diffusion Problems », *Nuclear Science And Engineering*, 1965.
- [Pal90] G. PALMIOTTI, et al., « The BISTRO optimized two-dimensional Sn transport code », *Nuclear Science and Engineering* 104, 1, 26-33, 1990.
- [Pal93] G. PALMIOTTI, C. B. CARRICO, E. E. LEWIS, « Variational nodal transport methods with anisotropic scattering », *Nuclear Science and Engineering*, Vol. 115, pp. 233-243, 1993.
- [Pal95] G. PALMIOTTI, et al., « VARIANT: Variational Anisotropic Nodal Transport for Multidimensional Cartesian and Hexagonal Geometry Calculation », ANL-95/40, 1995.
- [Pal12] G. PALMIOTTI, « On Perturbation Components Correspondence between Diffusion and Transport », *Transactions of the American Nuclear Society*, Vol 107, San Diego, California, November 11-15, 2012.
- [Rim95] G. RIMPAULT, « Algorithmic Features of the ECCO Cell Code for Treating Heterogeneous Fast Reactor Assemblies », *International Topical Meeting on Reactor Physics and Computation*, May 1-5, 1995, Portland - Oregon, USA, 1995.
- [Rim02] G. RIMPAULT, et al., « The ERANOS code and data system for fast reactor neutronic analyses », *Proc. Int. Conf. on Physics of Reactors*, Seoul, Korea, 2002.
- [Rim03] G. RIMPAULT, « Développements Algorithmiques et Qualification du Système de Codes et Données Nucléaires ERANOS pour la Caractérisation des Réacteurs à Neutrons Rapides », *Habilitation à Diriger des Recherches*, Université de Strasbourg, 2003.
- [Rug06] J.M. RUGGIERI, et al., « ERANOS-2.1: The International Code System for GEN-IV Fast Reactor Analysis », *Proc. Int. Conf. ICAPP'06*, Reno, Nevada, June 4-8, 2006.
- [Sal88] M. SALVATOIRES, « La théorie des perturbations et les analyses de sensibilité », *Bulletin de la direction des études et recherches*, EdF, Série A, N°1, 1988.
- [San09] A. SANTAMARINA, and al., « The JEFF3.1.1 nuclear data library. Validation Results from JEF-2.2 to JEFF-3.1.1 », *JEFF Report 22*, OECD 2009, NEA n°6807, 2009.

- [**San12**] A. SANTAMARINA, and al., « Re-estimation of Nuclear Data and JEFF-3.1.1 Uncertainty Calculations », Proc. Int. Conf. PHYSOR 2012, Knoxville, Tennessee, USA, April 15 -20, 2012.
- [**Smi12**] M. A. SMITH, W. S. YANG, A. MOHAMED, E. E. LEWIS, « Perturbation and Sensitivity Tool Based on the VARIANT Option of DIF3D », American Nuclear Society Transactions107, San Diego, CA, November 11-15, 2012.
- [**Vid12**] J.F. VIDAL, et al., « An improved energy-collapsing method for core-reflector modelization in SFR core calculations using the PARIS platform », Proc. Int. Conf. PHYSOR 2012, Knoxville, Tennessee, USA, April 15-20, 2012.

CHAPITRE III

INCERTITUDES SUR LES PARAMETRES NEUTRONIQUES

Ce chapitre présente tout d'abord la problématique générale associée au calcul d'incertitude avec :

- une description rapide de l'impact des incertitudes affectant les grandeurs neutroniques sur les performances et la sûreté des cœurs,
- un inventaire du niveau d'incertitude considérée sur chaque grandeur d'intérêt.

Ensuite, les différentes méthodes couramment employées pour propager les incertitudes issues des données d'entrée des études neutroniques sur les grandeurs neutroniques sont exposées et la méthodologie retenue et développée au cours de la thèse est décrite plus en détail. L'apport du traitement en théorie du transport par rapport à l'approximation de la diffusion est mis en avant dans la deuxième partie pour le calcul des coefficients de sensibilités, notamment pour les effets de dilatation du sodium.

Dans une troisième partie, les incertitudes affectant chaque paramètre neutronique d'intérêt pour les études de transitoires issues des données nucléaires sont estimées et analysées. Cette analyse permet de déterminer les contributeurs majoritaires à l'incertitude et par conséquent les pistes d'améliorations dans l'optique d'une réduction de l'incertitude. De plus, les écarts entre les évaluations de données nucléaires sont propagés sur les grandeurs neutroniques et comparés aux incertitudes. Ce travail permet de vérifier que les incertitudes prises en compte pour chaque isotope, réaction et dans chaque groupe énergétique ne sont pas sous estimées.

Enfin, la comparaison des mesures d'effet Doppler réalisées sur le réacteur Superphénix aux résultats de calculs illustre la démarche de validation expérimentale des incertitudes obtenues.

CHAPITRE III INCERTITUDES SUR LES PARAMETRES NEUTRONIQUES 103

A. Les incertitudes sur les grandeurs d'intérêt	105
1. Impact des incertitudes	105
2. État des lieux : incertitudes utilisées actuellement	106
B. Méthodologie pour l'évaluation des incertitudes sur les paramètres neutroniques .	107
1. Sources des incertitudes	107
2. Les méthodologies utilisées pour évaluer les incertitudes	107
a) Les incertitudes sur les données nucléaires.....	107
b) Les méthodes de calcul et de propagation des incertitudes.....	108
3. Calcul des sensibilités par perturbation	110
a) Introduction	110
b) Sensibilité au facteur de multiplication effectif	111
c) Sensibilité à une variation de réactivité.....	111
d) Sensibilités sur des fonctions linéaires ou bi-linéaires du flux	112
4. Evaluation des sensibilités : Comparaison entre la diffusion et le transport.....	116
a) Sensibilités sur le keff en début de vie.....	116
b) Sensibilités sur les contre-réactions	120
C. Incertitudes issues des données nucléaires.....	125
1. Incertitudes sur les paramètres neutroniques du CFV	125
a) Incertitudes sur le k_{eff} et sur la réactivité de vidange totale.....	125
b) Incertitudes sur les effets de contre-réactions	129
c) Incertitudes sur les autres paramètres	135
d) Conclusion sur les incertitudes issues des données nucléaires	138
2. Linéarité des incertitudes.....	139
a) Effet de dilatation du sodium	139
b) Effet Doppler.....	140
c) Autres contre-réactions : Incertitude relative constante.....	141
3. Incertitudes après irradiation du combustible.....	141
D. Validation des incertitudes pour l'effet Doppler.....	143
E. Conclusion sur le calcul des incertitudes.....	145

A. Les incertitudes sur les grandeurs d'intérêt

1. Impact des incertitudes

Les incertitudes sur les grandeurs neutroniques permettent de fixer les marges de sûreté pendant la phase de conception des RNR-Na. Une connaissance insuffisante des incertitudes est susceptible d'avoir un impact sur le fonctionnement du réacteur et notamment le comportement en transitoire:

L'incertitude sur la réactivité du cœur peut avoir des conséquences:

- sur la criticité, une sous-estimation engendrant un nombre supérieur d'assemblages ou un enrichissement plus important en matières fissiles,
- sur la capacité de régénération,
- sur la durée de cycle et les taux de combustion,
- sur le débit primaire (nombre d'assemblages à refroidir).

L'incertitude sur la distribution de puissance engendre :

- une marge plus importante à prendre pour la température de fusion du combustible,
- une précision moins grande sur la prévision des débits sodium dans les assemblages,
- une marge plus importante à prendre pour la valeur maximale de température de gaine,

Une incertitude importante sur la détermination du nombre de barres de contrôle et de leur efficacité peut impliquer une mauvaise estimation de la performance du système de contrôle du réacteur. Le nombre de barres dans le cœur étant difficilement modifiable, il est important de bien prédire le nombre de barres nécessaires et leur efficacité.

L'incertitude sur l'effet de vidange totale du cœur doit être diminuée pour conserver les apports des innovations présentes dans les concepts de cœurs envisagés pour le réacteur ASTRID. Si l'ébullition du sodium ne peut être exclue, une incertitude importante peut conduire à une diminution du temps de grâce du cœur et l'utilisation de systèmes actifs plus efficaces ce qui induit un surcoût. Une incertitude importante conduirait à augmenter la marge à l'ébullition du sodium considérée dans les études et dégraderait les performances du cœur (niveau de puissance nominale).

Dans le cas de l'effet Doppler, une incertitude élevée impose des marges plus importantes pour maintenir un niveau de sûreté acceptable. Ceci pourrait alors nécessiter l'utilisation de systèmes de contrôles supplémentaires. Finalement, une maîtrise et une réduction de cette incertitude assureraient alors des coûts associés plus limités.

L'incertitude sur la valeur du β_{effectif} a pour conséquence une imprécision sur les mesures de réactivité du cœur et donc des écarts calculs-expériences dégradés. En outre le β_{effectif} intervient dans les évaluations de la cinétique neutronique. Avec une incertitude élevée, la marge à la criticité prompt est réduite.

2. État des lieux : incertitudes utilisées actuellement

Dans le cadre du projet ASTRID, les incertitudes prises en compte pendant la phase d'avant-projet (cf. Tableau 39) et utilisées actuellement lors des simulations de transitoires sont issues de jugements d'expert CEA et du retour expérimental important obtenu sur les réacteurs à neutrons rapides.

Paramètre neutronique	Gamme d'incertitude ($\pm 2 \sigma$)
Puissance nominale réacteur	$\pm 3\%$
Effet Doppler	$\pm 15\%$
CR par dilatation axiale gaine inox	$\pm 20\%$
CR Dilatation radiale gaine inox	$\pm 20\%$
CR par Dilatation axiale tubes hexagonaux	$\pm 20\%$
CR par Dilatation radiale tubes hexagonaux	$\pm 20\%$
CR Densité Na	$\pm 20\%$
CR Dilatation sommier	$\pm 20\%$
Anti Réactivité Barres de contrôle	$\pm 20\%$
k_{eff} (début de vie)	1600 pcm
Vidange caloporteur	16% sur chaque composante
β_{eff}	$\pm 10\%$

Tableau 38 Incertitudes actuelles sur les grandeurs neutroniques

Ces incertitudes sont jugées trop pénalisantes pour que les concepts étudiés puissent satisfaire les critères de performances, de sûreté et de coûts à atteindre pour les réacteurs de 4^{ème} génération. Par ailleurs, dans l'objectif d'une évaluation précise des marges de sûreté pour ASTRID, les incertitudes sur chaque paramètre d'entrée des codes de thermo-hydraulique doivent être évaluées précisément afin de les propager pendant les transitoires.

Un des objectifs de cette thèse consiste donc à proposer une méthodologie permettant d'évaluer les incertitudes sur les grandeurs neutroniques associées au concept CFV et d'identifier les contributeurs majoritaires dans le but d'une réduction globale des incertitudes [Sal08a] [Sal08b] [Pal10].

B. Méthodologie pour l'évaluation des incertitudes sur les paramètres neutroniques

1. Sources des incertitudes

La résolution d'un problème de neutronique que ce soit par la voie déterministe ou stochastique nécessite l'utilisation des données nucléaires des différents nucléides présents dans le réacteur ainsi que leurs concentrations. Par ailleurs, il est essentiel de connaître les dimensions et les températures des différents éléments qui constituent le cœur ainsi que leurs propriétés physiques (coefficients de dilatation). Ces paramètres sont connus avec une certaine précision et ce sont les incertitudes sur ces données qui doivent être propagées sur les grandeurs d'intérêt des études.

Ces sources d'incertitudes peuvent être de nature systématique ou stochastique et ce sont généralement les données nucléaires qui contribuent de manière prépondérante à l'incertitude globale sur les grandeurs neutroniques.

La détermination des données nucléaires se fait à l'aide d'expériences et de modèles théoriques de physique nucléaire. La modélisation des sections efficaces microscopiques caractérisant les probabilités d'interaction entre le neutron et la matière est basée sur des modèles de réactions nucléaires dont les paramètres ne sont pas prédits avec suffisamment de détails par des théories physiques microscopiques. Ces paramètres de résonance sont donc ajustés à partir de plusieurs types d'expériences :

- les expériences microscopiques qui consistent à mesurer le temps de vol et la distance parcourue par le neutron entre le moment de sa création et son interaction sur une cible,
- les expériences intégrales dans lesquelles sont mesurées les sections efficaces moyennées sur un spectre d'énergie du neutron incident d'un nucléide en particulier,
- les expériences sur maquettes représentatives des concepts de cœurs étudiés avec la mesure des grandeurs neutroniques.

La qualité des expériences et le niveau des incertitudes de mesures vont donc être déterminants lors de la propagation des incertitudes sur les grandeurs neutroniques d'intérêt et donc sur les marges disponibles en transitoire.

2. Les méthodologies utilisées pour évaluer les incertitudes

a) Les incertitudes sur les données nucléaires

Les incertitudes sur les données nucléaires sont fournies par les évaluateurs sous le format d'une matrice de variances-covariances (la variance d'une variable aléatoire étant une mesure de la dispersion des valeurs prises par cette variable autour de sa moyenne). La matrice de covariances généralise le concept de variance aux vecteurs aléatoires (ensembles de variables aléatoires) où les covariances sont les mesures du couplage linéaire entre les variables.

Une matrice de covariance est souvent notée Σ .

- σ_{ij} est la covariance de X_i et X_j .
- σ_{ii} est la covariance de X_i avec elle-même, et est donc sa variance σ_i^2 . Les éléments diagonaux d'une matrice de covariances sont ainsi les variances des variables composant le vecteur aléatoire.

$$\Sigma = \begin{pmatrix} \sigma_{11} & \dots & \sigma_{1n} \\ \sigma_{21} & \sigma_{22} & \dots \\ \vdots & \vdots & \vdots \\ \sigma_{n1} & \dots & \sigma_{nn} \end{pmatrix}$$

Origine des covariances

En supposant que σ_1 et σ_2 soient deux sections mesurées pour lesquelles deux types d'incertitudes sont prises en compte (une incertitude statistique et une incertitude systématique), l'erreur systématique affecte les deux mesures de manière corrélée. Le coefficient de corrélation (ou exprimé autrement la covariance σ_{12}) correspond à la mesure de la part de l'incertitude systématique sur l'incertitude totale.

b) Les méthodes de calcul et de propagation des incertitudes

Actuellement, plusieurs méthodologies sont utilisées pour calculer les incertitudes sur les grandeurs neutroniques. Ces méthodes sont, le plus souvent, mises en œuvre par les évaluateurs des données nucléaires pour propager les incertitudes issues des paramètres de modèles ou des sections efficaces de réaction sur les grandeurs neutroniques.

Le calcul des vecteurs sensibilités

Le formalisme généralement appliqué pour propager les incertitudes issues des données nucléaires sur les grandeurs neutroniques repose sur le développement en série de Taylor au premier ordre de la grandeur d'intérêt.

Pour une grandeur R fonction de plusieurs données d'entrée suivant un modèle mathématique (dans notre cas, l'équation de Boltzmann) tel que $R = f(X_1, X_2, \dots)$, l'incertitude-type de R est obtenue par composition des incertitudes-types des estimations d'entrée X_i . L'incertitude type de la grandeur estimée R est notée $u(R)$.

Dans la mesure où la fonction f ne présente pas de non-linéarité importante, il est possible de développer cette fonction f autour des espérances mathématiques $E_{(x_i)} = \mu_i$ des grandeurs d'entrée X_i . Le développement en série de Taylor au premier ordre donne, pour de petites variations de R autour de μ_R :

$$R - \mu_R = \sum_{i=1}^p \frac{\partial f}{\partial x_i} (x_i - \mu_i)$$

Le carré de la différence $R - \mu_R$ est alors donné par :

$$(R - \mu_R)^2 = \left[\sum_{i=1}^p \frac{\partial f}{\partial x_i} (x_i - \mu_i) \right]^2$$

Qui peut être écrit sous la forme :

$$(R - \mu_R)^2 = \sum_{i=1}^p \left(\frac{\partial f}{\partial x_i} \right)^2 (x_i - \mu_i)^2 + 2 \sum_{i=1}^{p-1} \sum_{j=i+1}^p \frac{\partial f}{\partial x_i} \frac{\partial f}{\partial x_j} (x_i - \mu_i)(x_j - \mu_j)$$

L'espérance mathématique de $(R - \mu_R)^2$ est la variance de R , soit $E[(R - \mu_R)^2] = \sigma_R^2 = u^2(R)$ d'où finalement :

$$u^2(R) = \sum_{i=1}^p \left(\frac{\partial f}{\partial x_i} \right)^2 u^2(x_i) + 2 \sum_{i=1}^{p-1} \sum_{j=i+1}^p \frac{\partial f}{\partial x_i} \frac{\partial f}{\partial x_j} u(x_i)u(x_j)r_{ij}$$

Où $u(x_i)$ est l'incertitude sur x_i , et r_{ij} le coefficient de corrélation de x_i et x_j .

Les dérivées partielles $\frac{\partial f}{\partial x_i}$ sont appelées coefficients de sensibilités. Elles décrivent comment varie l'estimation de R en fonction des valeurs des estimations d'entrée $x_1, x_2, x_3 \dots$. De manière plus simplifiée, l'expression précédente peut s'écrire :

$$u^2(R) = \sum_{i=1}^p \sum_{j=i}^p \frac{\partial f}{\partial x_i} \frac{\partial f}{\partial x_j} u(x_i)u(x_j)r_{ij}$$

Ou sous forme matricielle (« formule du sandwich »): $u^2(R) = \sqrt{SDS^T}$

- avec : les vecteurs sensibilités : $S_{x_i}^R \frac{\partial f}{\partial x_i}$
- et la matrice de covariances : $D_{i,j} = \text{cov}(x_i, x_j)$

Cette approche consiste donc à calculer des sensibilités des grandeurs neutroniques étudiées aux paramètres d'entrée (sections efficaces ou paramètres de modèles). Les coefficients de sensibilités peuvent être obtenus à l'aide de la théorie des perturbations [Ber01] [Pal07] [Pal11] [Pal12] [Ali04] [Ali06] et par l'intermédiaire du calcul de flux adjoints et de fonctions « importances ». Ensuite, à partir d'une matrice de variances-covariances des données d'entrée et des coefficients de sensibilités, il est possible d'évaluer les incertitudes sur les grandeurs neutroniques.

Cette méthode est préférable quand il y a un grand nombre de paramètres d'entrée à faire varier (sections efficaces). Cependant le développement de procédures et la modification des codes sont souvent nécessaires lorsque l'on souhaite étudier de nouvelles grandeurs neutroniques ou prendre en compte de nouvelles sections efficaces de réactions.

Méthodes stochastiques et approche « Total Monte Carlo »

La seconde approche consiste à réaliser plusieurs calculs « directs » (généralement basés sur une méthode statistique de type Monte Carlo) en modifiant successivement les valeurs des données

d'entrée dans leurs intervalles d'incertitudes respectifs [Nog08] [Roc11]. Ainsi, avec suffisamment de simulations, il est possible d'obtenir la distribution statistique de la grandeur neutronique recherchée à partir de la distribution de la variance associée à la section efficace multi-groupe ou aux paramètres des modèles.

Cette méthode nécessite un nombre très important de calculs. Elle est souvent très coûteuse en temps de simulation. Il est possible de limiter le nombre de simulations en ne calculant les grandeurs que pour les limites de l'intervalle d'incertitude et en vérifiant la linéarité de la réponse ou en utilisant un méta-modèle de la réponse neutronique [Ler12]. Cependant, le temps de calcul limite souvent l'évaluation des incertitudes à un nombre limité de grandeurs et pour un état fixé du réacteur.

Les échantillons corrélés

La méthode des échantillons corrélés est basée sur la méthode probabiliste de Monte Carlo. Cette méthode permet de perturber très faiblement un des paramètres d'entrée de la simulation en évitant de faire diverger l'écart type de la grandeur recherchée. Pour y arriver, cette méthode se base sur une modification du poids associé aux événements de la simulation Monte Carlo du cas nominal. Les facteurs de pondération sont ainsi recalculés à chaque collision, pour une ou plusieurs perturbations.

Approche utilisée dans le cadre de la thèse

La méthodologie mise en place au cours de la thèse doit permettre la propagation des incertitudes sur l'ensemble des paramètres d'entrée pour différents états du cœur et pour plusieurs grandeurs neutroniques. La quantité importante d'informations à calculer nécessite donc une méthode rapide et efficace. Par ailleurs, l'emploi par les codes de thermo-hydraulique des décompositions locales des contre-réactions pour simuler les transitoires uniquement disponibles via l'utilisation de la théorie des perturbations impose cette approche pour l'évaluation des incertitudes locales sur les coefficients de contre-réactions.

3. Calcul des sensibilités par perturbation

a) Introduction

Les incertitudes sur les grandeurs neutroniques sont obtenues à partir des sensibilités de ces grandeurs aux données nucléaires et en utilisant la matrice de variances-covariances des données nucléaires. La validité des incertitudes dépend donc à la fois de la qualité des variances et des covariances sur les données évaluées, mais également de la précision des outils permettant le calcul des sensibilités.

La théorie des perturbations présentée dans le chapitre précédent pour évaluer des effets en réactivité permet également de calculer des sensibilités, des grandeurs d'intérêt aux paramètres d'entrée [Wil07] [Gan 67] [Gan75] [Gan86a]. Ainsi, les nouveaux outils de perturbations développés dans PARIS peuvent être utilisés pour calculer des sensibilités sur les différents paramètres neutroniques (en adaptant les procédures). Un rappel théorique du calcul de sensibilités par perturbations est

présenté dans les paragraphes suivants. Ces méthodes ont été adaptées au sein de PARIS afin d'évaluer des sensibilités locales.

b) Sensibilité au facteur de multiplication effectif

Une étude de sensibilité vise à déterminer parmi les variables d'entrée d'un modèle, celles qui ont le plus d'impact sur la (les) variable(s) d'intérêt. La donnée peut être une section efficace microscopique pour un isotope, une réaction nucléaire et un groupe énergétique dans un élément de volume donné. Le coefficient de sensibilité, soit la dérivée partielle d'une grandeur ρ à un paramètre x comme par exemple une donnée nucléaire s'écrit:

$$S(\rho, x) = \frac{d\rho}{\rho} \bigg/ \frac{dx}{x}$$

Les variables intervenants dans les opérateurs de l'équation du transport étant linéaires par rapport aux données nucléaires, l'équation associée à la formulation générale de la théorie des perturbations peut alors s'écrire sous la forme de dérivée en remplaçant la variation de l'opérateur par l'opérateur.

$$\begin{aligned} \frac{dk}{k^2} \bigg/ \frac{d\sigma_{r,x,g,n}}{\sigma_{r,x,g,n}} &= - \sigma_{r,x,g,n} \frac{\langle \Phi^+, \left(\frac{\partial A}{\partial \sigma_{r,x,g,n}} - \frac{1}{k} \frac{\partial F}{\partial \sigma_{r,x,g,n}} \right) \Phi \rangle}{\langle \Phi^+, F \Phi \rangle} \\ &= - \frac{\langle \Phi^+, \left(A - \frac{F}{k} \right) \Phi \rangle}{\langle \Phi^+, F \Phi \rangle} \end{aligned}$$

Soit en exprimant la sensibilité :
$$S(k, p) = \frac{dk}{k} \bigg/ \frac{dp}{p} = - k \frac{\langle \Phi^+, \left(A - \frac{F}{k} \right)_p \Phi \rangle}{\langle \Phi^+, F \Phi \rangle}.$$

Cette formulation permet de déterminer des sensibilités sur un facteur multiplicatif. Pour des variations de réactivité, c'est une combinaison de sensibilités sur les k_{eff} référence et perturbé qui est effectuée suivant une approche équivalente.

c) Sensibilité à une variation de réactivité

La sensibilité à une variation de réactivité s'obtient en utilisant l'expression de la théorie des perturbations équivalente (EGPT) [Gan86b]. En écrivant la sensibilité à une variation de réactivité de la façon suivante :

$$\begin{aligned} S(\Delta\rho, p) &= \frac{p}{\Delta\rho} \cdot \frac{\partial(\Delta\rho)}{\partial p} = \frac{p}{\Delta\rho} \cdot \left(\frac{\partial\rho_2}{\partial p} - \frac{\partial\rho_1}{\partial p} \right) = \frac{\rho_2 S(\rho_2, p) - \rho_1 S(\rho_1, p)}{\Delta\rho} \\ &= \frac{1}{\Delta\rho} \cdot \left[\frac{\rho_2 S(k_2, p)}{k_2 - 1} - \frac{\rho_1 S(k_1, p)}{k_1 - 1} \right] \end{aligned}$$

Avec $\rho_1 = \frac{k_1 - 1}{k_1}$ et en simplifiant l'expression, l'équation devient:

$$S(\Delta\rho, p) = \frac{1}{\Delta\rho} \cdot \left[\frac{S(k_2, p)}{k_2} - \frac{S(k_1, p)}{k_1} \right]$$

La sensibilité à un $\Delta\rho$ revient à réaliser une combinaison linéaire des sensibilités sur les k_{eff} des situations de référence et perturbée :

$$S(\Delta\rho, p) = \frac{d(\Delta\rho)}{\Delta\rho} \bigg/ \frac{dp}{p} = \frac{1}{\Delta\rho} \left[\frac{\langle \Phi_1^+, \left(\mathbf{A}_1 - \frac{\mathbf{F}_1}{k_1} \right)_p \Phi_1 \rangle}{\langle \Phi_1^+, \mathbf{F}_1 \Phi_1 \rangle} - \frac{\langle \Phi_2^+, \left(\mathbf{A}_2 - \frac{\mathbf{F}_2}{k_2} \right)_p \Phi_2 \rangle}{\langle \Phi_2^+, \mathbf{F}_2 \Phi_2 \rangle} \right]$$

d) Sensibilités sur des fonctions linéaires ou bi-linéaires du flux

La théorie des perturbations généralisées est utilisée lorsque la grandeur d'intérêt n'est pas juste un facteur de multiplication effectif ou une réactivité. Elle permet de calculer des perturbations de fonctions linéaires et bilinéaires du flux direct et adjoint comme par exemple des taux de réaction.

En supposant une fonction $f(\sigma, \Phi, \Phi^+)$ dépendante des sections, du flux et du flux adjoint, il est possible d'écrire grâce aux multiplicateurs de Lagrange:

$$L = f(\sigma, \Phi, \Phi^+) - \langle \Psi^+, \left(\mathbf{A} - \frac{\mathbf{F}}{k} \right) \Phi \rangle - \langle \Psi, \left(\mathbf{A}^+ - \frac{\mathbf{F}^+}{k} \right) \Phi^+ \rangle$$

En dérivant l'expression, il vient :

$$\begin{aligned} dL = & \left\langle \frac{\partial f}{\partial \Phi} - \left(\mathbf{A}^+ - \frac{\mathbf{F}^+}{k} \right) \Psi^+, d\Phi \right\rangle + \left\langle \frac{\partial f}{\partial \Phi^+} - \left(\mathbf{A} - \frac{\mathbf{F}}{k} \right) \Psi, d\Phi^+ \right\rangle + \left\langle \frac{\partial f}{\partial \sigma}, d\sigma \right\rangle \\ & - \langle \Psi^+, d \left(\mathbf{A} - \frac{\mathbf{F}}{k} \right) \Phi \rangle - \langle \Psi, d \left(\mathbf{A}^+ - \frac{\mathbf{F}^+}{k} \right) \Phi^+ \rangle \end{aligned}$$

Ce qui revient à écrire : $dL = \left\langle \frac{\partial f}{\partial \Phi} - \left(\mathbf{A}^+ - \frac{\mathbf{F}^+}{k} \right) \Psi^+, d\Phi \right\rangle + \left\langle \frac{\partial f}{\partial \Phi^+} - \left(\mathbf{A} - \frac{\mathbf{F}}{k} \right) \Psi, d\Phi^+ \right\rangle + \left\langle \frac{\partial f}{\partial \sigma}, d\sigma \right\rangle$

$$- \langle \Psi^+, \left(d\mathbf{A} - \frac{d\mathbf{F}}{k} \right) \Phi \rangle - \langle \Psi, \left(d\mathbf{A}^+ - \frac{d\mathbf{F}^+}{k} \right) \Phi^+ \rangle - \frac{dk}{k^2} (\langle \Psi^+, \mathbf{F} \Phi \rangle + \langle \Psi, \mathbf{F}^+ \Phi^+ \rangle)$$

En posant les fonctions Ψ^+ et Ψ appelées importances généralisées telles que

$$\left(\mathbf{A}^+ - \frac{\mathbf{F}^+}{k} \right) \Psi^+ = \frac{\partial f}{\partial \Phi} \text{ et } \left(\mathbf{A} - \frac{\mathbf{F}}{k} \right) \Psi = \frac{\partial f}{\partial \Phi^+}$$

Les termes en $d\Phi$ et $d\Phi^+$ se simplifient.

Et avec les conditions définies précédemment telles que $\left(\mathbf{A} - \frac{\mathbf{F}}{k} \right) \Phi = 0$ et $\left(\mathbf{A}^+ - \frac{\mathbf{F}^+}{k} \right) \Phi^+ = 0$

L'équation devient :

$$\left\{ \begin{array}{l} df = \left\langle \frac{\partial f}{\partial \sigma}, d\sigma \right\rangle = - \left\langle \Psi^+, \left(d\mathbf{A} - \frac{d\mathbf{F}}{k} \right) \Phi \right\rangle = - \left\langle \Psi, \left(d\mathbf{A}^+ - \frac{d\mathbf{F}^+}{k} \right) \Phi^+ \right\rangle \\ \left(\mathbf{A}^+ - \frac{\mathbf{F}^+}{k} \right) \Psi^+ = \frac{\partial f}{\partial \Phi} \quad \text{and} \quad \left\langle \Psi^+, \mathbf{F} \Phi \right\rangle = 0 \\ \left(\mathbf{A} - \frac{\mathbf{F}}{k} \right) \Psi = \frac{\partial f}{\partial \Phi^+} \quad \text{and} \quad \left\langle \Psi, \mathbf{F}^+ \Phi^+ \right\rangle = 0 \end{array} \right.$$

Le premier terme est appelé le terme direct alors que les deux autres termes sont les termes indirects. Le terme direct correspond à la variation de la grandeur R suite à un changement des sections efficaces avec lesquelles R est explicitement dépendant. Le terme indirect correspond à la variation de la grandeur R suite à un changement de sections efficaces avec lesquelles R est implicitement dépendant à travers les flux direct et adjoint.

Finalement la sensibilité d'une grandeur bilinéaire du flux s'écrit avec l'équation générale suivante:

$$S_{R,\sigma} = \underbrace{\frac{\sigma}{R} \cdot \frac{dR}{d\sigma} = \frac{\sigma}{R} \cdot \left\{ \frac{dR}{d\sigma} \right\}}_{\text{Terme direct}} - \underbrace{\left\langle \Psi^* \left| \left(\frac{\delta A}{\delta \sigma} - \frac{1}{K} \frac{\delta F}{\delta \sigma} \right) \cdot \Phi \right\rangle - \left\langle \Psi \left| \left(\left(\frac{\delta A^*}{\delta \sigma} - \frac{1}{K} \frac{\delta F^*}{\delta \sigma} \right) \right) \cdot \Phi^* \right\rangle \right\}}_{\text{Terme indirect}}$$

i. Sensibilités sur le taux de fission (& le pic de fission)

Le pic de fission dans le cœur est défini par $= \frac{\langle \Sigma_f \phi \rangle_{MAX}}{\langle \Sigma_f \phi \rangle_{REACTOR}}$. Le pic de fission est une fonction linéaire du flux. En appliquant la théorie des perturbations généralisées, la sensibilité au pic de fission s'obtient à partir de la formule générale précédente:

$$S_{R,\sigma} = \frac{\sigma}{R} \cdot \frac{dR}{d\sigma} = \frac{\sigma}{R} \cdot \left\{ \frac{dR}{d\sigma} - \left\langle \Psi^* \left| \left(\frac{\delta A}{\delta \sigma} - \frac{1}{K} \frac{\delta F}{\delta \sigma} \right) \cdot \Phi \right\rangle \right\}$$

- Avec $\frac{\sigma}{R} \cdot \frac{dR}{d\sigma} = \frac{\Sigma_f \phi_{MAX}}{\langle \Sigma_f \phi \rangle_{MAX}} - \frac{\Sigma_f \phi_{REACTOR}}{\langle \Sigma_f \phi \rangle_{REACTOR}}$
- $\Sigma_f \phi_{MAX}$ correspond au point d'espace où le taux de réaction est maximal et $\Sigma_f \phi_{REACTOR}$ est le taux de réaction en chaque point du réacteur.

Le pic de fission est représentatif du pic de puissance et permet ainsi une évaluation de l'incertitude sur le pic de puissance. La position du pic de fission est très sensible aux réactions inélastiques (U238 en particulier) et élastiques (Fe56 et Na23). La détermination des coefficients de sensibilités doit donc être effectuée en transport exact, afin de ne pas pénaliser la précision des résultats par des biais de méthodes, et en utilisant une modélisation en 3 dimensions du cœur. La seule méthode permettant d'obtenir des flux calculés en transport exact sur une géométrie 3D compatible avec les outils de perturbations est la méthode Sn3D basée sur le solveur SNATCH.

Le temps de convergence des fonctions importances avec PARIS pour des grands cœurs comme le concept CFV est de l'ordre de 30 jours du fait du manque de méthodes d'accélération dans SNATCH. Ce temps de calcul a limité l'évaluation des coefficients de sensibilités au pic de fission dans le cœur. Ainsi, la sensibilité de la distribution des taux de fission permettant de remonter à l'incertitude sur la nappe de puissance n'a pas pu être obtenue.

ii. Sensibilités sur les paramètres cinétiques

La fraction effective de neutrons retardés est une fonction bilinéaire du flux, la sensibilité aux données nucléaires s'écrit de la façon suivante:

$$S_{\beta_{eff}} = \frac{\sigma}{\beta_{eff}} \cdot \frac{d\beta_{eff}}{d\sigma} = \frac{\sigma}{\beta_{eff}} \cdot \left\{ \underbrace{\frac{d\beta_{eff}}{d\sigma}}_{\text{Terme direct}} - \underbrace{\left\langle \Psi^* \left| \left(\frac{\delta A}{\delta \sigma} - \frac{1}{K} \frac{\delta F}{\delta \sigma} \right) \cdot \Phi \right\rangle - \left\langle \Psi \left| \left(\left(\frac{\delta A^*}{\delta \sigma} - \frac{1}{K} \frac{\delta F^*}{\delta \sigma} \right) \right) \cdot \Phi^* \right\rangle}_{\text{Terme indirect}} \right\}$$

Les fonctions importance associées s'obtiennent en résolvant le système d'équation suivant :

$$\begin{aligned} \left(A - \frac{1}{K} F \right) \cdot \tilde{\Psi} &= \frac{1}{\beta_{eff}} \cdot \frac{d\beta_{eff}}{d\Phi^*} \text{ and } \tilde{\Psi} = \frac{\Psi}{\beta_{eff}} \\ \left(A^* - \frac{1}{K} F^* \right) \cdot \tilde{\Psi}^* &= \frac{1}{\beta_{eff}} \cdot \frac{d\beta_{eff}}{d\Phi} \text{ and } \tilde{\Psi}^* = \frac{\Psi^*}{\beta_{eff}} \end{aligned}$$

Avec les sources associées qui s'expriment de la façon suivante:

$$\begin{aligned} \left(\frac{1}{\beta_{eff}} \cdot \frac{d\beta_{eff}}{d\Phi} \right)_{g'} &= \frac{(\sum_g \chi_g^d \cdot \Phi_g^*) \cdot v_{g'}^d \cdot \Sigma_{f,g'}}{\langle \Phi^*, F^d \Phi \rangle} - \frac{(\sum_g \chi_g \cdot \Phi_g^*) \cdot v_{g'} \cdot \Sigma_{f,g'}}{\langle \Phi^*, F \Phi \rangle} \\ \left(\frac{1}{\beta_{eff}} \cdot \frac{d\beta_{eff}}{d\Phi^*} \right)_g &= \frac{(\sum_{g'} v_{g'}^d \cdot \Sigma_{f,g'} \cdot \Phi_{g'}) \cdot \chi_g^d}{\langle \Phi^*, F^d \Phi \rangle} - \frac{(\sum_{g'} v_{g'} \cdot \Sigma_{f,g'} \cdot \Phi_{g'}) \cdot \chi_g}{\langle \Phi^*, F \Phi \rangle} \end{aligned}$$

Les contributions des termes directs peuvent être décomposées sur les différentes données nucléaires et correspondent aux termes suivants:

- Fission et Nu:

$$\frac{\Sigma_{f,g'}}{\beta_{eff}} \cdot \frac{d\beta_{eff}}{d\Sigma_{f,g'}} = \frac{v_{g'}}{\beta_{eff}} \cdot \frac{d\beta_{eff}}{dv_{g'}} = \frac{(\sum_g \chi_g^d \cdot \Phi_g^*) \cdot v_{g'}^d \cdot \Sigma_{f,g'} \cdot \Phi_{g'}}{\langle \Phi^*, F^d \Phi \rangle} - \frac{(\sum_g \chi_g \cdot \Phi_g^*) \cdot v_{g'} \cdot \Sigma_{f,g'} \cdot \Phi_{g'}}{\langle \Phi^*, F \Phi \rangle}$$

- Spectre de fission

$$\frac{\chi_g}{\beta_{eff}} \cdot \frac{d\beta_{eff}}{d\chi_g} = \frac{\chi_g^d \cdot \Phi_g^* \cdot (\sum_{g'} v_{g'}^d \cdot \Sigma_{f,g'} \cdot \Phi_{g'})}{\langle \Phi^*, F^d \Phi \rangle} - \frac{\chi_g \cdot \Phi_g^* \cdot (\sum_{g'} v_{g'} \cdot \Sigma_{f,g'} \cdot \Phi_{g'})}{\langle \Phi^*, F \Phi \rangle}$$

- Nu des neutrons retardés

$$\frac{\nu_{g'}^d}{\beta_{eff}} \cdot \frac{d\beta_{eff}}{d\nu_{g'}^d} = \frac{(\sum_g \chi_g^d \cdot \Phi_g^*) \cdot \nu_{g'}^d \cdot \Sigma_{f,g'} \cdot \Phi_{g'}}{\langle \Phi^*, F^d \Phi \rangle} - \frac{(\sum_g \chi_g \cdot \Phi_g^*) \cdot \nu_{g'}^d \cdot \Sigma_{f,g'} \cdot \Phi_{g'}}{\langle \Phi^*, F \Phi \rangle}$$

- Spectre de fission des neutrons retardés

$$\frac{\chi_g^d}{\beta_{eff}} \cdot \frac{d\beta_{eff}}{d\chi_g^d} = \frac{\chi_g^d \cdot \Phi_g^* \cdot (\sum_{g'} \nu_{g'}^d \cdot \Sigma_{f,g'} \cdot \Phi_{g'})}{\langle \Phi^*, F^d \Phi \rangle} - \frac{\chi_g^d \cdot \Phi_g^* \cdot (\sum_{g'} \nu_{g'} \cdot \Sigma_{f,g'} \cdot \Phi_{g'})}{\langle \Phi^*, F \Phi \rangle}$$

$$\blacksquare \text{ Avec } \nu = \nu^d + \nu^p \text{ et } \chi \approx \frac{\chi^p \cdot \nu^p}{\nu^p} = \chi^p$$

Concernant le temps de vie des neutrons prompts, les sensibilités aux données nucléaires peuvent être aussi calculées avec l'équation générale. Les sensibilités pour le temps de vie s'expriment de la façon suivante:

$$S_\Lambda = \frac{\sigma}{\Lambda} \cdot \frac{d\Lambda}{d\sigma} = \frac{\sigma}{\Lambda} \cdot \left\{ \frac{d\Lambda}{d\sigma} - \left\langle \Psi^* \left| \left(\frac{\delta A}{\delta \sigma} - \frac{1}{K} \frac{\delta F}{\delta \sigma} \right) \cdot \Phi \right\rangle - \left\langle \Psi \left| \left(\left(\frac{\delta A^*}{\delta \sigma} - \frac{1}{K} \frac{\delta F^*}{\delta \sigma} \right) \right) \cdot \Phi^* \right\rangle \right\}$$

Les fonctions “importances” sont évaluées en résolvant le système d'équations suivant:

$$\begin{aligned} \left(A - \frac{1}{K} F \right) \cdot \tilde{\Psi} &= \frac{1}{\Lambda} \cdot \frac{d\Lambda}{d\Phi^*} \text{ et } \tilde{\Psi} = \frac{\Psi}{\Lambda} \\ \left(A^* - \frac{1}{K} F^* \right) \cdot \tilde{\Psi}^* &= \frac{1}{\Lambda} \cdot \frac{d\Lambda}{d\Phi} \text{ et } \tilde{\Psi}^* = \frac{\Psi^*}{\Lambda} \end{aligned}$$

Pour résoudre ces équations, il est nécessaire de calculer les sources associées:

$$\begin{aligned} \left(\frac{1}{\Lambda} \cdot \frac{d\Lambda}{d\Phi} \right)_{g'} &= \frac{(\Phi_{g'}) \cdot \frac{1}{\nu_{g'}}}{\langle \Phi^*, \frac{1}{\nu} \Phi \rangle} - \frac{(\sum_g \chi_g \cdot \Phi_g^*) \cdot \nu_{g'} \cdot \Sigma_{f,g'}}{\langle \Phi^*, F \Phi \rangle} \\ \left(\frac{1}{\Lambda} \cdot \frac{d\Lambda}{d\Phi^*} \right)_g &= \frac{\left(\frac{1}{\nu_g} \Phi_g \right)}{\langle \Phi^*, \frac{1}{\nu} \Phi \rangle} - \frac{(\sum_{g'} \nu_{g'} \cdot \Sigma_{f,g'} \cdot \Phi_{g'}) \cdot \chi_g}{\langle \Phi^*, F \Phi \rangle} \end{aligned}$$

Comme pour le β_{eff} , il est possible de décomposer la contribution du terme direct sur les différentes données nucléaires:

- Fission et Nu:

$$\frac{\Sigma_f}{\Lambda} \cdot \frac{d\Lambda}{d\Sigma_f} = \frac{\nu}{\Lambda} \cdot \frac{d\Lambda}{d\nu} = - \frac{(\sum_g \chi_g \cdot \Phi_g^*) \cdot \nu_{g'} \cdot \Sigma_{f,g'} \cdot \Phi_{g'}}{\langle \Phi^*, F \Phi \rangle}$$

- Spectre de fission:

$$\frac{\chi}{\Lambda} \cdot \frac{d\Lambda}{d\chi} = - \frac{\chi_g \cdot \Phi_g^* \cdot (\sum_{g'} \nu_{g'} \cdot \Sigma_{f,g'} \cdot \Phi_g)}{\langle \Phi^*, F\Phi \rangle}$$

En raison des temps de convergence des fonctions importance avec SNATCH et compte tenu des bons accords constatés sur les valeurs des paramètres cinétiques entre les différents solveurs présents dans PARIS (pas d'impact d'une modélisation 2D ou de la résolution en diffusion), le calcul des sensibilités sur les paramètres cinétiques est réalisé en Transport 2D-RZ avec le solveur BISTRO.

4. Evaluation des sensibilités : Comparaison entre la diffusion et le transport

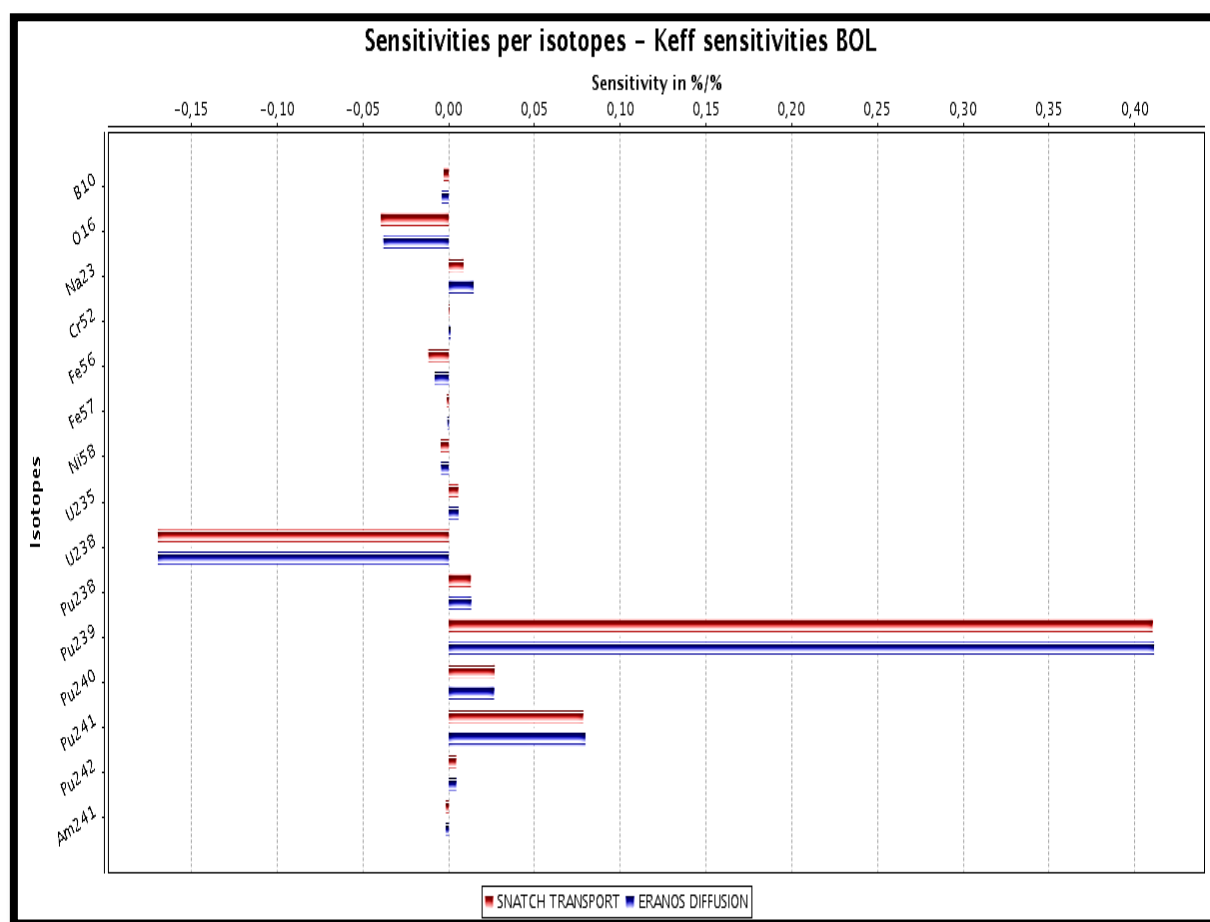
Dans ce chapitre, les sensibilités des différentes grandeurs neutroniques obtenues avec SNATCH (Sn-3D) sont comparées avec celles calculées en théorie de la diffusion avec H3D.

a) Sensibilités sur le keff en début de vie

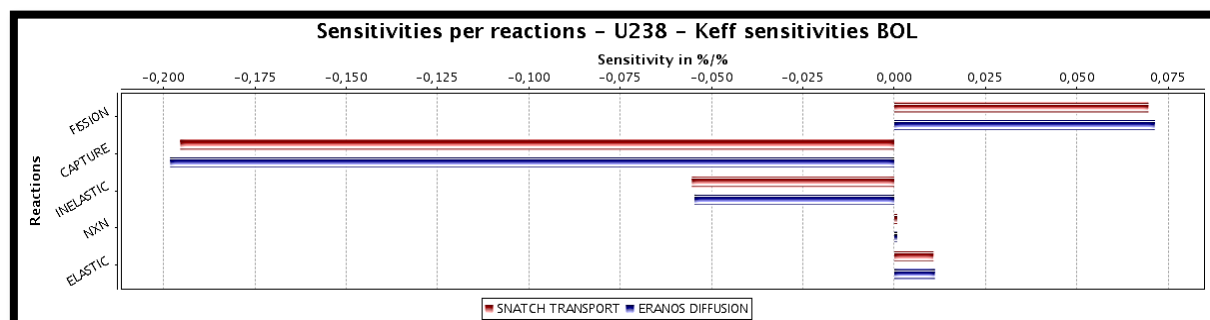
Les sensibilités sur le facteur de multiplication effectif en début de vie sont obtenues par isotope, par réaction et par groupe. Des outils de post-traitement permettent de visualiser les sensibilités d'une grandeur neutronique et de les comparer selon les isotopes, les réactions et le découpage énergétique.

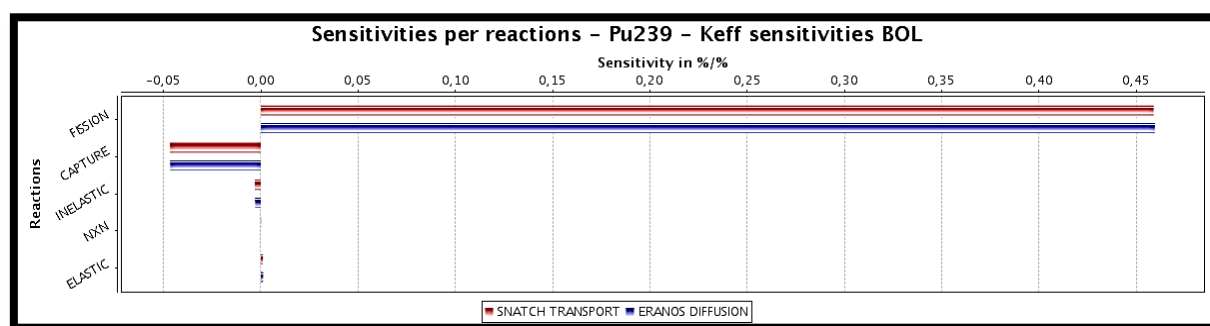
Le facteur de multiplication effectif obtenu en « début de vie » est surtout sensible à un changement de sections efficaces macroscopiques associées au Pu239 et à l'U238 (cf. Figure 27). Il est également sensible à la perturbation des sections efficaces du Pu241, de l'O16, du Pu240 du Fe56 et du Na23 mais de façon moins importante.

Ces coefficients de sensibilités sont obtenus d'une part en théorie du transport et d'autre part en approximation de la diffusion. La décomposition par isotope montre globalement de bons accords entre chaque méthode de résolution, avec néanmoins des écarts faibles sur les coefficients de sensibilités à l'O16, au Na23 et au Fe56.

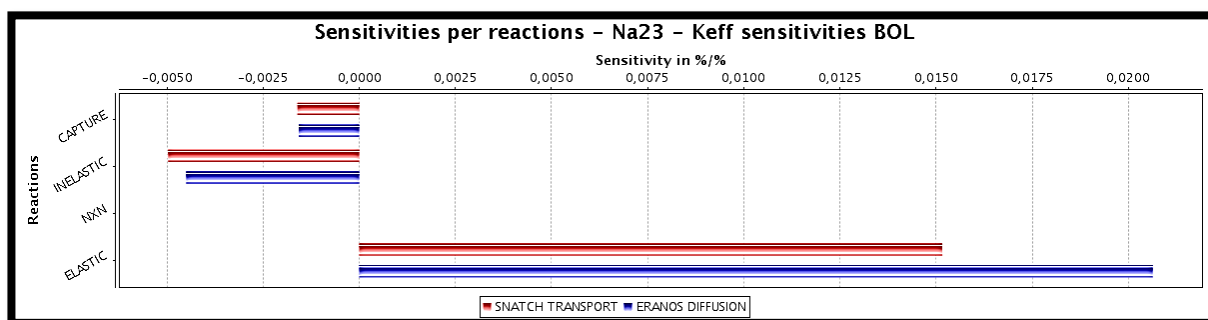
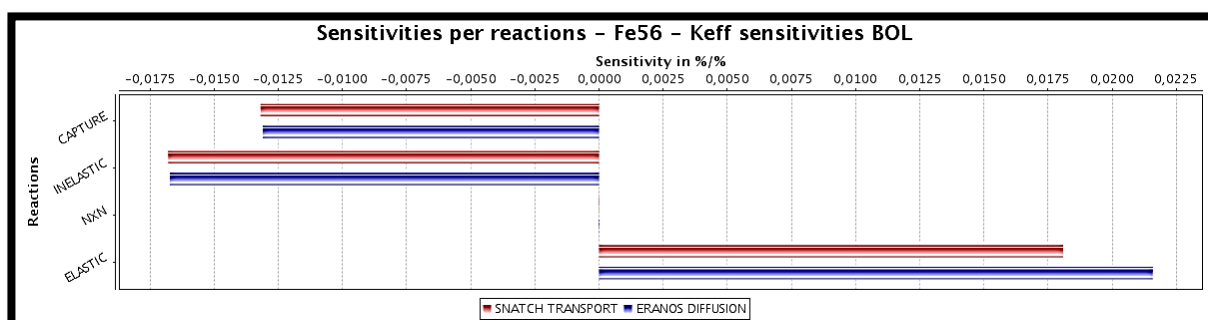
Figure 28 Sensibilités sur le k_{eff} obtenues en diffusion et en transport par isotope

Des décompositions plus détaillées (cf. Figures 28, 29, 30 et 31) pour chaque isotope permettent de vérifier que ces bons accords ne sont pas la conséquence de compensations entre réactions ou groupes énergétiques.

Figure 29 Sensibilités sur le k_{eff} obtenues en diffusion et en transport par réaction pour l'U238

Figure 30 Sensibilités sur le k_{eff} obtenues en diffusion et en transport par réaction pour le Pu239

Les profils de sensibilités du k_{eff} à l'U238 et au Pu239 (cf. Figures 28 & 29) confirment les bons accords entre les méthodes de résolution pour les contributions de chaque réaction ou groupes énergétiques (cf. Annexe D). Une compensation très faible entre la fission et la capture de l'U238 est observée mais n'aura néanmoins pas d'impact sur l'estimation de l'incertitude sur le k_{eff} .

Figure 31 Sensibilités sur le k_{eff} obtenues en diffusion et en transport par réaction pour le Na23Figure 32 Sensibilités sur le k_{eff} obtenues en diffusion et en transport par réaction pour le Na23

Les sensibilités décomposées par réaction pour le Fe56 et le Na23 (cf. Figures 30 & 31) montrent des écarts respectivement de l'ordre de 20% et 35% sur le coefficient de sensibilité de la réaction de diffusion élastique et un écart plus faible de 6 % sur l'inélastique du sodium.

La décomposition par groupe énergétique (cf. Annexe D) permet d'identifier les groupes pour lesquels le traitement est différent. Le transport exact permet ainsi une meilleure évaluation des sensibilités au k_{eff} pour les réactions élastiques et inélastiques des matériaux de structure et du Na23 par rapport à la diffusion. Néanmoins, le niveau plus faible des coefficients de sensibilités de ces

isotopes (par rapport au Pu239 ou à l'U238) associé à une incertitude relativement bien connue pour les réactions de diffusions élastiques de ces isotopes conduit à une incertitude sur le k_{eff} identique¹ entre les deux méthodes.

ISOTOPE	METHODE	FISSION	CAPTURE	ELASTIC	INELASTIC	TOTAL
O16	Transport	-	0,04	0,04	-	0,06
	Diffusion	-	0,04	0,04	-	0,06
Fe56	Transport	-	0,10	0,06	0,05	0,13
	Diffusion	-	0,10	0,07	0,05	0,13
Na23	Transport	-	0,01	0,06	0,03	0,06
	Diffusion	-	0,01	0,07	0,03	0,08
Ni58	Transport	-	0,02	0	0,01	0,02
	Diffusion	-	0,02	0,01	0,01	0,02
Pu239	Transport	1,01	0,20	0,01	0,02	1,07
	Diffusion	1,01	0,20	0,01	0,02	1,07
U238	Transport	0,37	0,53	-0,08	0,47	0,79
	Diffusion	0,37	0,53	-0,08	0,46	0,79
TOTAL	Transport	1,08	0,59	0,05	0,47	1,36 %
	Diffusion	1,08	0,59	0,08	0,47	1,36 %

Tableau 39 Incertitudes relatives (en %) sur le k_{eff} obtenues en diffusion et en transport avec COMAC

Compte tenu du niveau des incertitudes pour les réactions élastiques du Fe56 et du Na23 par rapport aux incertitudes des autres isotopes des matrices de covariances disponibles aujourd'hui, l'approximation de la diffusion est suffisante pour évaluer des incertitudes relatives sur le k_{eff} .

ISOTOPE	METHODE	FISSION	CAPTURE	ELASTIC	INELASTIC	TOTAL
Cr52	Transport	-	0,01	0,03	0,01	0,03
	Diffusion	-	0,01	0,03	0,02	0,04
Fe56	Transport	-	0,09	0,11	0,12	0,19
	Diffusion	-	0,09	0,13	0,12	0,20
Na23	Transport	-	0,00	0,04	0,05	0,06
	Diffusion	-	0,00	0,06	0,04	0,07
U238	Transport	0,03	0,22	0,12	0,78	0,83
	Diffusion	0,03	0,23	0,12	0,77	0,82
TOTAL	Transport	0,18	0,33	0,19	0,79	0,92 %
	Diffusion	0,18	0,33	0,20	0,79	0,92 %

Tableau 40 Incertitudes relatives (en %) sur le k_{eff} obtenues en diffusion et en transport avec COMARRA

¹ L'incertitude absolue en pcm ne sera pas exactement la même en raison du biais de l'ordre de 1000 pcm sur la réactivité en début de vie entre le transport exact (1435 pcm) et la diffusion (1415 pcm).

b) Sensibilités sur les contre-réactions

Des calculs de sensibilités globales (i.e. cœur complet) sur les contre-réactions en théorie du transport et en approximation de la diffusion ont également été réalisés en utilisant la théorie des perturbations équivalentes (EGPT). Comme pour les effets en réactivité, les sensibilités peuvent être classées en deux catégories suivant les écarts entre le traitement en transport exact ou en approximation de la diffusion.

iii. Contre-réactions avec des profils de sensibilités globales cœur similaires entre SNATCH et H3D

Pour les contre-réactions suivantes¹, SNATCH donne des sensibilités comparables à celle obtenues avec H3D :

- Effet Doppler
- Dilatation axiale du combustible
- Dilatation du sommier
- Dilatation des tubes hexagonaux
- Dilatation des gaines

Pour l'effet de dilatation du sommier, on observe de légères différences pour les réactions de diffusions élastiques des isotopes des matériaux de structure (Fer56, Ni58, Cr52), du Na23 et de l'O16. Cependant, comme pour le cas du facteur de multiplication effectif, l'impact est négligeable sur le niveau des incertitudes.

Pour la dilatation du combustible, il y a des faibles écarts sur les coefficients de sensibilités à des sections de l'U238 et du Pu239. Néanmoins, ces isotopes ont des coefficients de sensibilités et des variances relativement importants pouvant entraîner des écarts plus conséquents sur l'incertitude globale. Finalement l'impact sur l'incertitude est très faible et de 0.2 %. (cf. Tableau 42)

Isotope		FISS.	CAPT.	ELAS.	INEL.	NXN	NU	SPECTRE	TOTAL
Pu239	Transport	1,36	0,53	0,02	0,07	0,00	0,17	0,29	1,50
	Diffusion	1,39	0,55	0,02	0,07	0,00	0,18	0,29	1,54
U238	Transport	0,59	-0,40	-0,16	1,53	-0,03	0,00	0,00	1,58
	Diffusion	0,72	-0,47	-0,18	1,66	-0,04	0,00	0,00	1,74
TOTAL	Transport	1,49	1,02	0,20	1,57	-0,03	0,20	0,36	2,44 %
	Diffusion	1,57	1,04	0,18	1,71	-0,04	0,21	0,36	2,59 %

Tableau 41 Incertitudes relatives (en %) sur la dilatation axiale du combustible obtenues en diffusion et en transport avec COMAC

¹ Les décompositions par isotopes sont en annexe D.

iv. Contre-réactions avec des profils de sensibilités différents entre SNATCH et H3D

Des différences sont observées entre les sensibilités obtenues en théorie du transport et celles obtenues en théorie de la diffusion pour le calcul des effets en réactivité dus aux perturbations suivantes :

- Effet vidange totale en sodium
- Effet de dilatation du sodium

Effet de vidange totale

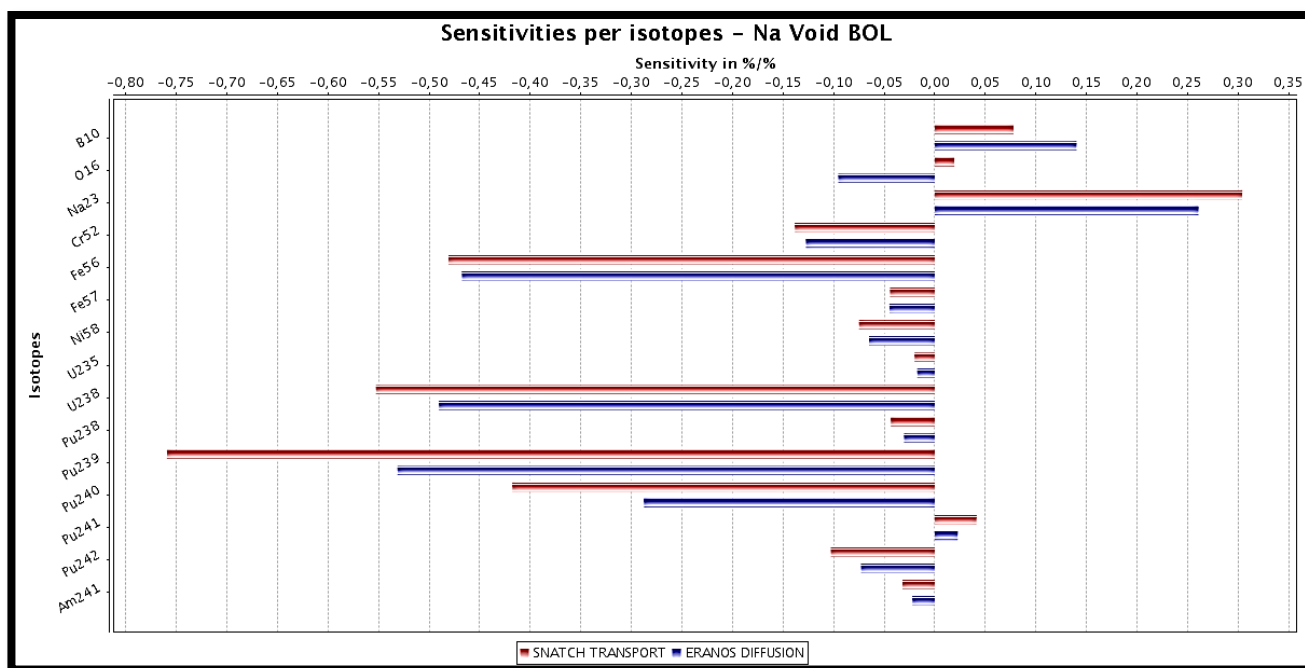


Figure 33 Sensibilités sur l'effet de vidange totale obtenues en diffusion et en transport par isotope

Pour l'effet de vidange totale en sodium, les sensibilités obtenues en transport exact sont très différentes de celles obtenues en approximation de la diffusion avec des écarts de l'ordre de :

- 30% sur la sensibilité au Pu239
- 10 % sur la sensibilité à l'U238
- 15 % sur la sensibilité au Na23
- 4 % sur la sensibilité au Fe56
- 600 % sur la sensibilité à l'O16

Les décompositions sur les différentes réactions et groupes énergétiques sont exposées en annexes (Annexe D) et confirment les écarts observés sur la contribution des différents isotopes. Tous ces écarts ont un impact sur le niveau des incertitudes (cf. Tableaux 43 & 44).

Isotope	FISSION	CAPTURE	ELASTIC	INELASTIC	NXN	NU	TOTAL
Am241	0,01	0,24	-	-	-	0,01	0,24
B10	-	0,21	0,06	-	-	-	0,22
Cr52	-	0,06	0,96	0,13	-	-	0,97
Fe56	-	1,08	1,49	0,34	-	-	1,87
Na23	-	0,40	2,31	1,45	0,01	-	2,75
Ni58	-	0,11	0,31	0,10	-	-	0,34
O16	-	0,23	0,04	0,03	-	-	0,24
Pu238	0,22	0,36	0,01	0,01	-	0,06	0,43
Pu239	4,98	1,84	0,18	0,13	-	0,60	5,35
Pu240	0,33	0,27	0,13	0,27	-	0,22	0,57
Pu241	0,49	0,38	0,03	0,03	-	0,10	0,63
Pu242	0,12	0,39	0,04	0,04	-	0,06	0,42
U235	0,05	0,07	0,01	0,01	-	0,01	0,08
U238	3,09	1,01	-1,02	3,80	-0,10	-	4,90
TOTAL	5,90	2,53	2,75	4,10	-0,10	0,65	8,12 %

Tableau 42 Incertitudes sur l'effet de vidange calculées en transport avec COMAC

Isotope	FISSION	CAPTURE	ELASTIC	INELASTIC	NXN	NU	TOTAL
Am241	0,01	0,16	-	-	-	0,01	0,16
B10	-	0,22	0,04	-	-	-	0,22
Cr52	-	0,04	0,88	0,10	-	-	0,89
Fe56	-	0,67	1,51	0,23	-	-	1,66
Na23	-	0,27	1,69	0,90	0,01	-	1,93
Ni58	-	0,07	0,26	0,07	-	-	0,28
O16	-	0,15	0,11	0,02	-	-	0,19
Pu238	0,14	0,26	0,01	0,01	-	0,04	0,30
Pu239	3,28	1,16	0,15	0,07	-	0,40	3,51
Pu240	0,22	0,18	0,09	0,12	-	0,14	0,35
Pu241	0,33	0,23	0,02	0,03	-	0,07	0,41
Pu242	0,08	0,25	0,04	0,02	-	0,04	0,27
U235	0,03	0,04	-	-	-	0,01	0,06
U238	2,34	-0,46	-0,73	2,45	-0,07	-	3,28
TOTAL	4,06	1,40	2,34	2,62	-0,07	0,43	5,56 %

Tableau 43 Incertitudes sur l'effet de vidange calculées en approximation de la diffusion avec COMAC

L'incertitude relative sur l'effet de vidange totale en sodium est de l'ordre de 8,1% en utilisant des sensibilités calculées en transport alors que l'incertitude est de 5,6 % avec des coefficients de sensibilités calculées en approximation de la diffusion. L'écart sur l'incertitude absolue est beaucoup plus faible et dans le sens inverse (118 pcm en transport et 124 pcm en diffusion) en raison du biais important entre les valeurs de l'effet de vidange obtenu avec chacune des méthodes (-1459 pcm en transport et -2225 pcm en diffusion).

Les sensibilités calculées en diffusion et associées à la variation de réactivité également calculée en diffusion permettent ainsi par compensation d'obtenir une incertitude sur l'effet de vidange similaire au traitement en transport. Afin de vérifier que ce bon accord ne viennent pas uniquement de la normalisation par la variation de réactivité, une analyse plus détaillée des sensibilités obtenues en transport et en diffusion a été réalisée.

Analyse des écarts

Les sensibilités associées à une variation de réactivité sont calculées en utilisant la théorie des perturbations équivalentes (EGPT). Cette approche revient à réaliser une combinaison linéaire des sensibilités aux k_{eff} de la situation de référence et de la situation perturbée avec la variation de réactivité entre les deux situations :

$$S(\Delta\rho, p) = \frac{1}{\Delta\rho} \left[\frac{S(k_2, p)}{k_2} - \frac{S(k_1, p)}{k_1} \right]$$

Les écarts entre les profils de sensibilités obtenus en diffusion et en transport peuvent donc être le résultat : de profils différents de sensibilités $S(k_i, p)$ des k_{eff} de la situation de référence et de la situation perturbée, et/ou de l'écart sur la valeur de l'effet en réactivité $\Delta\rho$ entre les deux méthodes.

Afin d'identifier les sources des écarts, une combinaison linéaire des sensibilités aux k_{eff} des deux situations est réalisée en utilisant les k_{eff} et le $\Delta\rho$ calculés en transport et les profils de sensibilités calculés en diffusion.

$$S(\Delta\rho, p) = \frac{1}{\Delta\rho_{\text{transport}}} \left[\frac{S(k_2, p)_{\text{diffusion}}}{k_{2\text{transport}}} - \frac{S(k_1, p)_{\text{diffusion}}}{k_{1\text{transport}}} \right]$$

Le nouveau profil de sensibilité obtenu avec cette méthode mixte (cf. Figure 33) est comparé au profil obtenu en transport complet. Il existe encore des écarts entre les profils de sensibilités obtenus avec SNATCH et les profils de sensibilités estimés à l'aide de la méthode mixte. La différence entre les profils de sensibilités obtenus en transport et en diffusion résulte donc à la fois d'un écart sur l'estimation des valeurs des k_{eff} et du $\Delta\rho$ mais également des coefficients de sensibilités sur les k_{eff} . Pour évaluer précisément les sensibilités, il est donc nécessaire de calculer à la fois, les effets en réactivité et les sensibilités, en théorie du transport avec le solveur SNATCH.

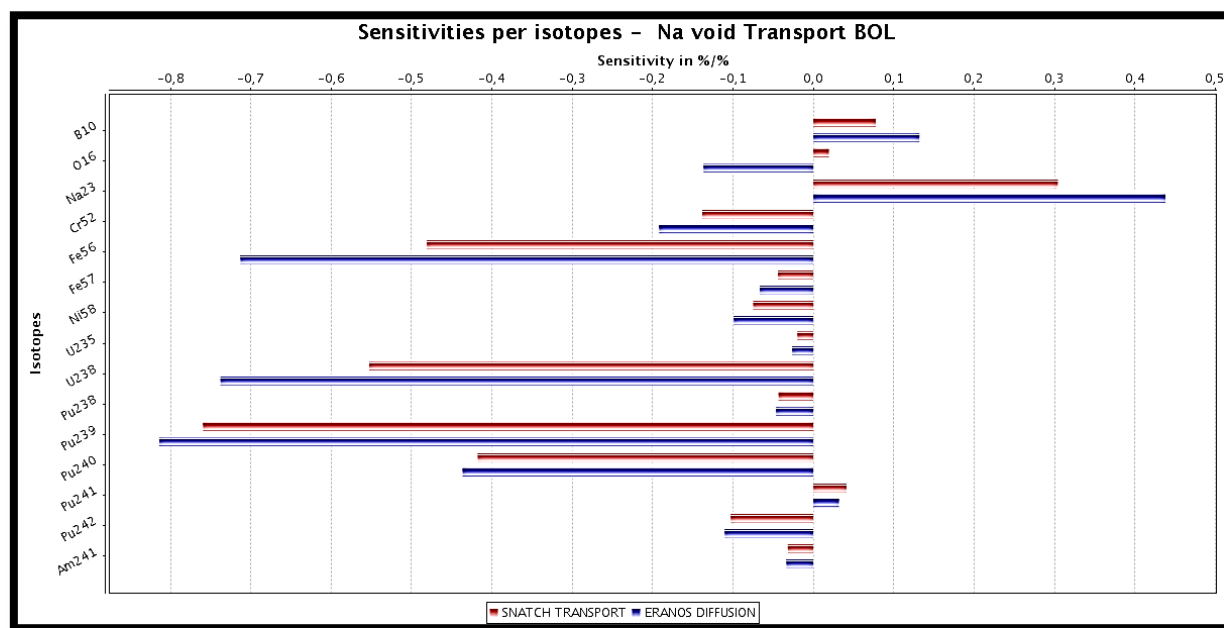


Figure 34 Sensibilités sur l'effet de vidange obtenues en diffusion et en transport par isotope. Pour la diffusion, les k_{eff} utilisés par EGPT sont obtenus en transport

Effet de dilatation sodium

Comme pour l'effet de vidange totale, les coefficients de sensibilités calculés en théorie du transport et en approximation de la diffusion sont très différents pour l'effet de dilatation du sodium. L'intérêt du traitement en transport est démontré pour le calcul des sensibilités et donc des incertitudes sur cette grandeur neutronique.

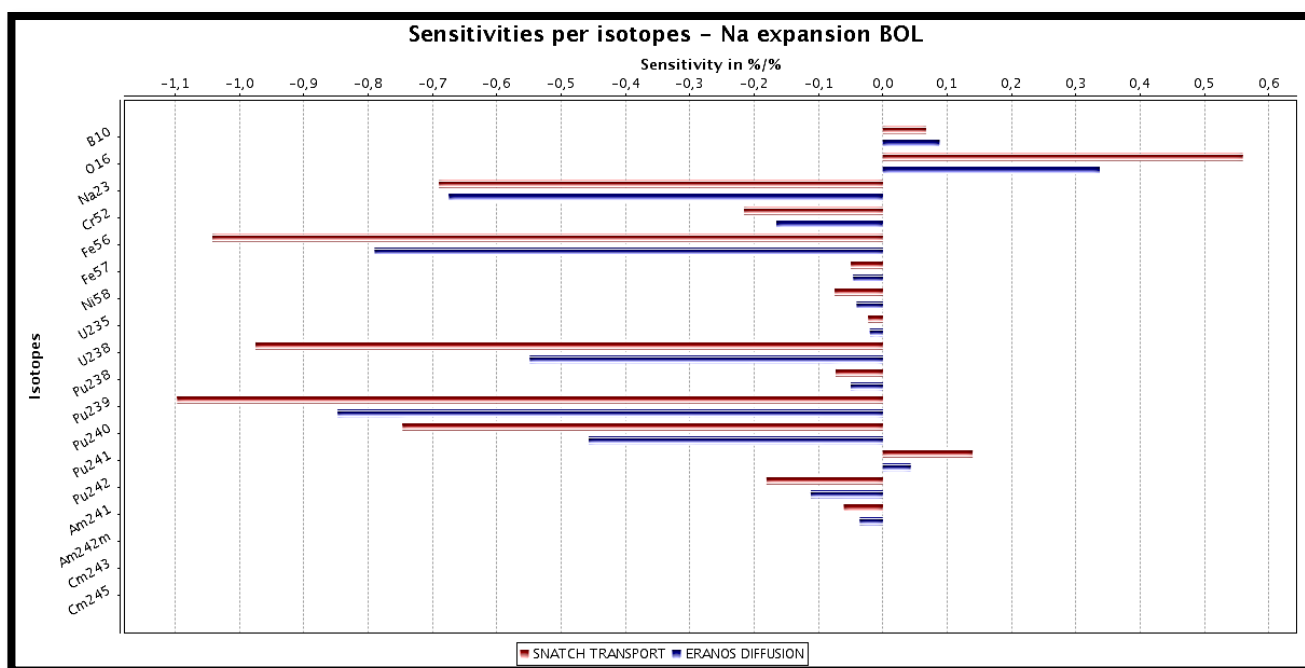


Figure 35 Sensibilités sur l'effet de dilatation du sodium obtenues en diffusion et en transport par isotope

C. Incertitudes issues des données nucléaires

1. Incertitudes sur les paramètres neutroniques du concept CFV issues des données nucléaires

Les incertitudes présentées dans ce chapitre sont obtenues à partir des sensibilités calculées avec PARIS et le solveur SNATCH associés à la bibliothèque JEFF3.1. La matrice de covariances utilisée est la matrice COMAC-V0 [DeS12] préparée au CEA/SPRC/LEPh et décrite dans le format AMERE, à 33 groupes d'énergie. Les résultats permettent d'une part, une évaluation de l'incertitude globale sur chaque paramètre mais également, un classement des principaux contributeurs afin d'identifier les pistes d'améliorations pour les évaluateurs des données nucléaires

a) Incertitudes sur le k_{eff} en début de vie et sur la réactivité de vidange totale

i. k_{eff} en début de vie

ISOTOPE	FISSION	CAPTURE	ELASTIC	INELASTIC	NXN	NU	SPECTRE	TOTAL
Am241	-	21	-	-	-	-	-	21
O16	-	42	42	-	-	-	-	59
Cr52	-	11	32	21	-	-	-	40
Fe56	-	105	63	53	-	-	-	133
Na23	-	11	63	32	-	-	-	72
Ni58	-	21	-	11	-	-	-	24
Pu238	42	63	-	-	-	63	11	99
Pu239	1061	210	11	21	-	116	273	1122
Pu240	53	84	11	53	-	74	126	185
Pu241	63	95	-	11	-	32	116	166
Pu242	21	32	-	11	-	11	21	46
U235	-	21	-	-	-	11	-	24
U238	389	557	i84	494	i42	-	-	835
TOTAL	1134	624	63	502	42	155	323	1435

Tableau 44 Incertitudes¹ en pcm sur le k_{eff} calculées avec COMAC-v0

L'incertitude sur le k_{eff} obtenue avec COMAC-V0 est de 1435 pcm [Arc12]. Les contributeurs majeurs sont la fission, la capture et le spectre de fission du Pu239 (1122 pcm), ainsi que la capture, la fission et l'inélastique de l'U238 (835 pcm). Les autres isotopes contribuent de manière cumulée (somme quadratique) à hauteur de 312 pcm.

¹ L'incertitude totale correspond à la somme quadratique des incertitudes sur les isotopes et les réactions. Les valeurs imaginaires(i) correspondent à une contribution négative au carré de l'incertitude.

ii. Réactivité de vidange totale

L'effet de vidange a été évalué pour un cœur CFV « à chaud » (condition de fonctionnement nominal). Pour rappel l'effet de vidange calculé avec SNATCH est de -1470 pcm.

Isotope	FISSION	CAPTURE	ELASTIC	INELASTIC	NXN	NU	SPECTRE	TOTAL
Am241	0	4	-	-	-	0	0	4
O16	-	4	1	0	-	-	-	4
Cr52	-	1	15	2	-	-	-	15
Fe56	-	16	23	5	-	-	-	28
Na23	-	6	35	22	0	-	-	42
Ni58	-	2	5	2	-	-	-	6
Pu238	3	5	0	0	-	1	2	6
Pu239	76	28	3	2	-	9	15	83
Pu240	5	4	2	4	-	3	15	17
Pu241	7	6	0	0	-	2	7	12
Pu242	2	6	1	1	-	1	3	7
U235	1	1	0	0	-	0	0	1
U238	47	15	i16	58	i2	-	-	74
TOTAL	90	38	42	62	i2	10	23	126 pcm

Tableau 45 Incertitudes en pcm sur la vidange à chaud calculées avec COMAC-v0

L'incertitude sur la réactivité de vidange calculée avec COMAC, est de 126 pcm (8 %) soit 0.3\$ (1\$=365 pcm). Les contributeurs principaux sont la fission du Pu239, la fission et l'inélastique de l'U238. On observe également une contribution non négligeable des réactions élastiques et inélastiques du Na23 et de la capture du Pu239.

Principales contributions :

- Pu239 (essentiellement fission) 83 pcm
- U238 (inélastique, fission) 74 pcm
- Na23 (élastique) 42 pcm

Remarques :

- Les incertitudes issues des données nucléaires ont également été propagées pour une configuration de cœur CFV à « froid » (20°C) afin d'évaluer l'impact des températures sur les incertitudes. Les incertitudes obtenues sont similaires (134 pcm sur l'effet total) avec des contributions identiques au cas à chaud. Le tableau complet est en annexe F.
- Des incertitudes obtenues en utilisant des sections calculées avec le schéma plenum sont en annexe F et sont assez similaires à celles obtenues avec le schéma classique. L'impact du schéma de calcul des sections sur le niveau des incertitudes est donc assez limité.

iii. Mise à jour avec COMACv-0.1

Les évaluateurs des données nucléaires améliorent les données de sections efficaces de réactions en essayant de limiter au maximum les incertitudes expérimentales associées et en intégrant de meilleurs modèles physiques [Arc11]. Tous ces efforts ont ainsi tendance à améliorer les accords entre les résultats de calcul et l'expérience et permettent généralement de réduire les incertitudes associées. Au cours de la thèse, les incertitudes obtenues avec la nouvelle version de COMAC (la version V0.1) ont permis d'analyser l'impact des travaux des évaluateurs sur le niveau des contributions des différents isotopes et réactions.

Isotope	FISSION	CAPTURE	ELASTIC	INELASTIC	NXN	NU	SPECTRE	TOTAL
O16	0	82	36	2	0	0	0	90
Na23	0	20	39	11	0	0	0	45
U238	348	558	-87	443	-42	71	52	792
Pu238	8	18	1	1	0	59	19	65
Pu239	782	234	-14	68	-12	110	199	850
Pu241	59	91	1	5	1	63	107	165
Pu242	21	29	2	7	0	12	17	42
Fe56	0	101	76	48	0	0	0	135
Ni58	0	49	3	3	0	0	0	49
TOTAL	859	630	34	451	-44	157	234	1190 pcm

Tableau 46 Incertitudes¹ en pcm sur le k_{eff} calculées avec la version v0.1 de COMAC

Isotope	FISSION	CAPTURE	ELASTIC	INELASTIC	NXN	NU	SPECTRE	TOTAL
O16	0	32	2	0	0	0	0	32
Fe56	0	16	13	5	0	0	0	21
Na23	0	15	27	9	0	0	0	32
Pu238	1	2	0	0	0	1	2	4
Pu239	72	29	1	4	1	10	12	79
Pu240	33	57	1	i2	0	1	12	67
Pu241	8	6	0	0	0	2	6	11
Pu242	2	6	0	1	0	1	2	7
U238	86	25	i12	i72	0	7	7	54
TOTAL	117	80	28	i71	0	12	20	129 pcm

Tableau 47 Incertitudes¹ en pcm sur l'effet de vidange calculées avec la version v0.1 de COMAC

Globalement, l'incertitude sur le facteur de multiplication effectif est réduite d'environ 250 pcm (cf. Tableau 47) alors que l'incertitude sur l'effet de vidange sodium varie peu (cf. Tableau 48),

Les principales différences portent sur la contribution :

- des réactions de capture de l'O16, du Ni58 et du Pu238,
- de la fission du Pu239 et des spectres de fission du Pu239 et de l'U238,

¹ Les tableaux complets sont en annexe F

- des réactions de capture, de diffusions élastiques et inélastiques du Na23.

iv. Incertitude sur l'effet de vidange par composante

L'effet de vidange est le résultat d'une compensation entre une contribution positive au centre du cœur et d'une contribution négative en périphérie et en particulier dans la partie supérieure.

L'incertitude globale sur le cœur est donc associée à ces deux effets. Le développement d'un nouvel outil permet maintenant d'étudier le niveau d'incertitude sur chaque composante et d'analyser les contributions majoritaires associées. L'incertitude correspondant au volume avec une contribution positive peut alors être différenciée de l'incertitude associée au volume avec une contribution négative.

Isotope	FISSION	CAPTURE	ELASTIC	INELASTIC	NXN	NU	SPECTRE	TOTAL
O16	0	4	4	0	0	0	0	6
Fe56	0	10	9	1	0	0	0	14
Na23	0	4	47	2	0	0	0	47
Pu238	0	1	0	0	0	1	1	2
Pu239	23	12	1	1	0	4	1	26
Pu240	-1	-9	1	1	0	0	1	-9
Pu241	2	3	0	0	0	2	1	4
U238	2	14	9	-7	0	0	1	15
TOTAL	23	20	50	-6	0	5	2	58 pcm

Tableau 48 Incertitudes en pcm sur la contribution négative à l'effet de vidange calculées avec COMAC v0.1

Isotope	FISSION	CAPTURE	ELASTIC	INELASTIC	NXN	NU	SPECTRE	TOTAL
O16	0	28	6	0	0	0	0	29
Fe56	0	7	11	6	0	0	0	14
Na23	0	10	21	10	0	0	0	25
Pu238	1	1	0	0	0	2	2	3
Pu239	63	22	1	5	0	8	13	69
Pu240	35	38	1	-3	0	1	11	53
Pu241	6	5	0	0	0	0	6	10
U238	90	36	i11	i82	0	7	7	50
TOTAL	115	65	22	i81	0	11	19	109 pcm

Tableau 49 Incertitudes en pcm sur la contribution positive à l'effet de vidange calculées avec COMAC v0.1

Ainsi, l'incertitude sur la composante positive est de 109 pcm (cf. Tableau 50) alors que l'incertitude sur la composante négative est de 58 pcm (cf. Tableau 49).

La somme quadratique des incertitudes par composante (122 pcm) est très proche de l'incertitude sur le cœur complet (129 pcm). En effet les profils de sensibilités sont différents entre les deux composantes, ce qui implique des corrélations quasi nulles entre les deux contributions.

Finalement, l'incertitude sur la composante négative qui correspond aux fuites de neutrons est principalement issue de la réaction de diffusion élastique sur le Na23 alors que l'incertitude sur la composante positive (située en centre du cœur) a comme contributeur majoritaire les réactions associées au Pu239 (fission) et à l'U238 (fission et diffusion inélastique).

b) Incertitudes sur les effets de contre-réactions

i. Effet Doppler

L'effet Doppler étudié ici correspond à une augmentation des températures des matériaux combustibles et fertiles et des aciers de 1000 °C (combustible : de 1500 °C à 2500 °C; fertile: de 900°C à 1900 °C ; gaines de 750 °C à 1750 °C).

Pour l'effet Doppler, il est nécessaire d'évaluer à la fois les incertitudes issues des sections efficaces à dilution infinie mais également celles associées aux facteurs d'autoprotection. Ce travail a été mené par Ishikawa [Ish08]. Il a démontré que la partie associée à l'autoprotection de l'U238 était très petite devant celle associée aux autres données nucléaires.

Finalement, c'est l'incertitude sur le niveau de flux qui impacte le plus l'incertitude sur l'effet Doppler. Par conséquent, les sensibilités utilisées pour calculer l'incertitude sur l'effet Doppler se rapportent aux sections efficaces multi-groupes auto-protégées obtenues en mettant en œuvre la théorie des perturbations EGPT.

Isotope	FISSION	CAPTURE	ELASTIC	INELASTIC	NXN	NU	SPECTRE	TOTAL
Am241	0,01	0,16	-	-	-	0,01	0,02	0,17
O16	-	0,05	0,56	0,01	-	-	-	0,56
Cr52	-	0,02	0,07	0,04	-	-	-	0,09
Fe56	-	0,16	0,60	0,15	-	-	-	0,64
Na23	-	-0,06	0,96	0,08	-	-	-	0,96
Ni58	-	0,05	0,18	0,04	-	-	-	0,20
Pu238	0,10	0,23	-	0,03	-	0,06	0,06	0,27
Pu239	2,77	1,12	0,02	0,20	-	0,21	0,64	3,07
Pu240	0,13	0,13	0,03	0,19	-	0,14	0,41	0,51
Pu241	0,17	0,24	-	0,02	-	0,06	0,29	0,42
Pu242	0,05	0,26	0,01	0,03	-	0,03	0,07	0,27
U235	0,01	0,05	-	-	-	0,01	-	0,05
U238	1,76	0,51	0,54	2,65	0,13	-	-	3,18
TOTAL	3,29	1,33	1,16	2,67	0,13	0,27	0,82	4,67 %

Tableau 50 Incertitudes en % sur l'effet Doppler calculées avec COMAC

L'incertitude sur l'effet Doppler calculée avec COMAC est de 4.7%.

Les contributeurs sont les mêmes que pour la vidange sodium. A savoir : une contribution proche de 2.8% pour la fission du Pu239 et de l'inélastique de l'U238, des contributions de l'ordre de 1% pour

la capture du Pu239 et l'élastique du Na23, et des contributions de 0.5% pour la capture et l'élastique de l'U238, et l'élastique de l'O16.

Principales contributions :

- U238 (inélastique et fission) 3,18%
- Pu239 (fission et capture) 3,07%
- Fe56 & Na23 (élastique) 1,08%

ii. Incertitude sur les effets de dilatation

Effet de dilatation sodium

Isotope	FISSION	CAPTURE	ELASTIC	INELASTIC	NXN	NU	SPECTRE	TOTAL
Am241	-	0,5	-	-	-	-	0,1	0,5
B10	-	0,3	0,1	-	-	-	-	0,3
Cr52	-	0,1	1,4	0,2	-	-	-	1,4
Fe56	-	2,3	2,5	0,6	-	-	-	3,5
Na23	-	1,2	0,9	2,8	-	-	-	3,2
Ni58	-	0,2	0,3	0,2	-	-	-	0,4
O16	-	0,4	0,5	-	-	-	-	0,7
Pu238	0,5	0,7	-	-	-	0,1	0,2	0,9
Pu239	9,7	4,1	0,3	0,3	-	1,1	1,5	10,7
Pu240	0,7	0,6	0,2	0,6	-	0,5	1,6	2,0
Pu241	0,8	0,9	-	0,1	-	0,3	0,8	1,5
Pu242	0,2	0,9	-	0,1	-	0,1	0,3	1,0
U235	0,1	0,1	-	-	-	-	-	0,1
U238	4,9	2,6	1,8	7,2	0,2	-	-	8,9
TOTAL	11,0	5,8	2,5	7,8	0,2	1,2	2,3	15,1%

Tableau 51 Incertitudes en % sur l'effet de dilatation du sodium calculées avec COMAC

L'incertitude sur l'effet de dilatation thermique du sodium de 5 % avec COMAC est de seulement 6 pcm étant donné la faible valeur de l'effet de dilatation (42 pcm). En exprimant l'incertitude relative, il est plus évident d'identifier les contributeurs principaux. L'incertitude relative est de 15 %. Les contributeurs principaux sont comme l'effet de vidange totale, la fission du Pu239, la fission et l'inélastique de l'U238. On observe également une contribution non négligeable des réactions de capture et élastiques du Fer 56 ainsi que des réactions inélastiques du Na23 et de la capture du Pu239 et l'U238.

Principales contributions :

- Pu239 (essentiellement fission et capture) 11 %

- U238 (inélastique, fission, capture) 9 %
- Fer56 (capture et élastique) 3,5 %
- Na23 (inélastique) 3 %

Effet de dilatation radiale du sommier

Isotope	FISSION	CAPTURE	ELASTIC	INELASTIC	NXN	NU	SPECTRE	TOTAL
Am241	-	0,05	-	-	-	-	0,01	0,05
O16	-	0,02	0,13	-	-	-	-	0,13
Cr52	-	0,02	0,06	0,01	-	-	-	0,06
Fe56	-	0,32	0,28	0,03	-	-	-	0,43
Na23	-	0,07	0,50	0,30	-	-	-	0,59
Ni58	-	0,02	0,04	0,01	-	-	-	0,05
Pu238	0,06	0,06	-	0,01	-	0,05	0,03	0,11
Pu239	1,10	0,39	0,01	0,04	-	0,13	0,39	1,24
Pu240	0,07	0,06	0,02	0,04	-	0,02	0,14	0,17
Pu241	0,10	0,10	-	0,02	-	0,03	0,24	0,28
Pu242	0,02	0,09	-	0,01	-	0,01	0,03	0,10
U235	0,01	0,01	-	-	-	0,01	0,01	0,02
U238	0,90	0,50	0,06	0,25	0,01	-	-	1,00
TOTAL	1,43	0,73	0,60	0,18	0,01	0,15	0,48	1,79 %

Tableau 52 Incertitudes en % sur la dilatation du sommier calculées avec COMAC

L'incertitude sur la dilatation radiale du sommier calculée avec COMAC est de 1,8% avec pour principaux contributeurs la fission du Pu239 et de l'U238 et dans une moindre mesure la capture de l'U238 et l'élastique du Na23.

Principales contributions :

- Pu239 (fission essentiellement) 1,2 %
- U238 (fission et capture) 1 %

Effet de dilatation axiale des gaines

Isotope	FISSION	CAPTURE	ELASTIC	INELASTIC	NXN	NU	TOTAL
Am241	-	0,07	-	-	-	-	0,07
B10	-	0,01	-	-	-	-	0,01
Cr52	-	0,09	i0,01	0,23	-	-	0,25
Fe56	-	1,19	0,11	0,53	-	-	1,31
Na23	-	0,04	0,11	0,16	-	-	0,2
Ni58	-	0,54	0,08	0,31	-	-	0,63
O16	-	0,24	0,03	0,02	-	-	0,25
Pu238	0,08	0,12	0	0,01	-	0,1	0,18
Pu239	1,58	0,5	0	0,1	-	0,2	1,67
Pu240	0,15	0,08	0,05	0,17	-	0,1	0,27
Pu241	0,14	0,11	0	0,04	-	0,05	0,19
Pu242	0,01	0,12	0,01	0,03	-	0,01	0,12
U235	0,01	0,01	0	0	-	0,01	0,01
U238	1,71	i0,67	i0,14	2,46	i0,1	0	2,91
TOTAL	2,33	1,27	0,13	2,56	i0,1	0,26	3,7 %

Tableau 53 Incertitudes en % sur la dilatation axiale des gaines calculées avec COMAC

L'incertitude sur la dilatation axiale des gaines calculée avec COMAC est de 3,7% avec pour principaux contributeurs l'inélastique et la fission de l'U238, la fission du Pu239 et la capture du Fe56.

Principales contributions :

- U238 (inélastique et fission) 2,9%
- Pu239 (fission) 1,7%
- Fe56 (capture) 1,3%

Effet de dilatation axiale des tubes hexagonaux

Isotope	FISSION	CAPTURE	ELASTIC	INELASTIC	NXN	NU	TOTAL
Am241	-	0,12	-	-	-	-	0,12
B10	-	0,02	-	-	-	-	0,02
Cr52	-	0,09	0,07	0,14	-	-	0,18
Fe56	-	2,35	0,4	1,19	-	-	2,66
Na23	-	0,07	0,23	0,2	-	-	0,32
Ni58	-	0,05	0,04	0,08	-	-	0,1
O16	-	0,25	0,14	0,02	-	-	0,29
Pu238	0,1	0,19	-	0,01	-	0,11	0,24
Pu239	1,86	0,87	0,04	0,12	-	0,26	2,07
Pu240	0,16	0,13	0,02	0,23	-	0,1	0,32
Pu241	0,19	0,17	-	0,04	-	0,07	0,27
Pu242	0,02	0,2	-	0,04	-	0,01	0,2
U235	0,01	0,01	-	-	-	0,01	0,02
U238	2,54	1,4	0,34	3,73	-0,18	-	4,27
TOTAL	3,16	2,13	0,36	3,93	-0,18	0,3	5,5 %

Tableau 54 Incertitudes en % sur la dilatation axiale des tubes hexagonaux calculées avec COMAC

L'incertitude sur la dilatation axiale des tubes hexagonaux avec COMAC est de 5,5% avec pour principaux contributeurs l'U238, le Fe56 et le Pu239.

Principales contributions :

- U238 (inélastique, fission) 4,3 %
- Fe56 (inélastique et capture) 2,7%
- Pu239 (fission) 2,1%

Effet de dilatation axiale du combustible

Isotope	FISSION	CAPTURE	ELASTIC	INELASTIC	NU	SPECTRE	TOTAL
Am241	-	0,1	-	-	-	-	0,1
B10	-	-	-	-	-	-	0,0
Cr52	-	0,1	0,1	0,1	-	-	0,1
Fe56	-	0,9	0,2	0,3	-	-	1,0
Na23	-	0,1	0,1	0,2	-	-	0,2
Ni58	-	0,2	-	0,1	-	-	0,2
O16	-	0,1	0,1	-	-	-	0,2
Pu238	0,1	0,1	-	-	0,1	-	0,2
Pu239	1,4	0,5	-	0,1	0,2	0,3	1,5
Pu240	0,1	0,1	-	0,1	0,1	0,2	0,3
Pu241	0,1	0,1	-	-	-	0,1	0,2
Pu242	-	0,1	-	-	-	-	0,1
U235	-	-	-	-	-	-	0,0
U238	0,6	0,4	-0,2	1,5	-	-	1,6
TOTAL	1,5	1,0	0,2	1,6	0,2	0,4	2,5 %

Tableau 55 Incertitudes en % sur la dilatation axiale du combustible calculées avec COMAC

L'incertitude sur la dilatation axiale du combustible avec COMAC est de 2,5 % avec pour principaux contributeurs l'U238, le Fe56 et le Pu239.

Principales contributions :

- U238 (inélastique, fission) 1,6 %
- Fe56 (capture) 1,0 %
- Pu239 (fission) 1,5 %

c) Incertitudes sur les autres paramètres

i. Le pic de fission

En raison du temps de calcul très important pour obtenir les sensibilités sur un taux de réaction sur un cœur de grande taille avec SNATCH (30 jours), les sensibilités ont seulement été calculées pour le pic de fission dans le cœur.

Isotope	FISSION	CAPTURE	ELASTIC	INELASTIC	NXN	NU	TOTAL
B10	-	0,01	-	-	-	-	0,01
Cr52	-	0,01	0,11	0,01	-	-	0,11
Fe56	-	0,12	0,20	0,03	-	-	0,24
Na23	-	0,01	0,14	0,03	-	-	0,14
Ni58	-	-	0,02	0,01	-	-	0,02
O16	-	0,01	0,06	-	-	-	0,06
Pu238	0,01	-	-	-	-	-	0,01
Pu239	0,11	0,03	0,01	0,01	-	0,01	0,11
Pu240	0,01	0,01	0,01	0,01	-	-	0,02
Pu241	0,01	0,01	-	-	-	-	0,01
Pu242	0,01	0,01	-	-	-	-	0,01
U235	-	-	-	-	-	-	0,01
U238	0,18	0,09	0,07	0,32	0,02	-	0,36
TOTAL	0,21	0,09	0,28	0,32	0,02	0,01	0,49 %

Tableau 56 Incertitudes en % sur le pic de fission calculées avec COMAC

L'incertitude sur le pic de fission représentatif du pic de puissance calculée avec COMAC, est de 0.5%. Les contributeurs principaux sont l'inélastique de l'U238 et les réactions élastiques des matériaux de structure. On observe également une contribution non négligeable de la fission du Pu239 et de la capture du Fe56.

Principales contributions :

- U238 (inélastique et fission) 0,36%
- Elastique (matériaux de structure essentiellement) 0,28%

ii. Incertitude sur le poids du rideau de barres de contrôle en début de cycle à l'équilibre

Isotope	FISSION	CAPTURE	ELASTIC	INELASTIC	NXN	NU	SPECTRE	TOTAL
B10	-	0,39	0,03	-	-	-	-	0,39
O16	-	0,04	0,1	-	-	-	-	0,11
Na23	-	0,03	0,25	-0,02	-	-	-	0,25
U235	-	-	-	-	-	-	0,01	0,01
U238	1,37	0,32	0,23	1	0,07	-	-	1,74
Pu238	0,04	0,02	-	0,01	-	0,06	0,04	0,09
Pu239	1,58	0,12	0,02	0,05	-	0,11	0,49	1,66
Pu240	0,09	0,02	0,02	0,08	-	0,09	0,32	0,35
Pu241	0,07	0,02	-	0,01	-	0,02	0,23	0,24
Pu242	0,04	0,02	0,01	0,01	-	0,02	0,06	0,08
Am241	0,01	0,01	-	-	-	0,01	0,01	0,02
Am243	-	0,01	-	-	-	-	-	0,01
C0	-	-	0,02	-	-	-	-	0,02
Cr52	-	-	0,16	0,04	-	-	-	0,16
Fe56	-	0,03	0,31	0,11	-	-	-	0,33
Ni58	-	0,01	0,04	0,04	-	-	-	0,06
TOTAL	2,1	0,52	0,5	1,02	0,07	0,15	0,63	2,52 %

Tableau 57 Incertitudes en % sur le poids du rideau de barres de contrôle calculées avec COMAC

L'incertitude sur le poids du rideau de barres de contrôle obtenue avec COMAC est de 2,5%. Les contributeurs majeurs sont la fission du Pu239 et l'inélastique de l'U238 et arrivent ensuite la capture du B10 et l'U238 ainsi que l'élastique du Fe56 et les spectres de fission des Pu. Il faut noter qu'à la différence des précédents résultats, l'incertitude sur le poids de barres a été calculée pour un cœur en début de cycle à l'équilibre et non en début de vie expliquant les contributions non négligeables des différents isotopes du Pu.

Principales contributions :

- Pu239 (essentiellement fission) 1,74%
- U238 (essentiellement inélastique) 1,66 %

iii. Incertitude sur les paramètres cinétiques

Isotope	FISSION	CAPTURE	ELASTIC	INELASTIC	NXN	NU	SPECTRE	TOTAL
U235	-	-	-	-	-	-	-	0,04
U238	1,8	1,3	-0,1	-0,8	-0,1	0,2	1,5	2,55
Pu239	1,7	0,3	-	0,1	-	0,1	1,3	2,14
Pu241	0,2	0,1	-	-	-	0,1	0,7	0,76
Pu242	-	-	-	-	-	-	0,2	0,21
Am241	-	-	-	-	-	-	-	0,01
Na23	-	-	-	-	-	-	-	0,04
Pu238	-	-	-	-	-	0,1	-	0,12
O16	-	0,1	-	-	-	-	-	0,11
Fe56	-	0,1	0,1	-	-	-	-	0,12
TOTAL	2,5	1,3	-0,1	-0,8	-0,1	0,3	2,1	3,5 %

Tableau 58 Incertitudes en % sur le β_{eff} calculées avec COMAC

Isotope	FISSION	CAPTURE	ELASTIC	INELASTIC	NXN	NU	SPECTRE	TOTAL
O16	-	0,1	-	-	-	-	-	0,1
Na23	-	-	-	-	-	-	-	0,0
Fe56	-	0,1	0,1	-	-	-	-	0,1
U238	1,1	-0,4	0,1	0,6	-	0,2	0,1	1,2
U235	-	-	-	-	-	-	-	0,0
Pu238	-	-	-	-	0,1	0,1	-	0,1
Pu239	2,1	0,3	-	0,1	-	0,2	0,2	2,2
Pu241	0,3	0,1	-	-	-	0,2	0,1	0,4
Pu242	0,1	-	-	-	-	-	-	0,1
Am241	-	-	-	-	-	-	-	0,0
TOTAL	2,4	-0,2	0,1	0,6	0,1	0,4	0,2	2,5

Tableau 59 Incertitudes en % sur le Λ calculées avec COMAC

L'incertitude sur la fraction de neutrons retardée avec COMAC est de 3,5% alors que l'incertitude sur le temps de vie est de 2,5%. Les principaux contributeurs sont l'U238 et le Pu239 et dans une moindre mesure le Pu241.

Principales contributions : β_{eff}

- U238 (inélastique, fission, spectre, capture) 2,6 %
- Pu239 (fission) 1,5 %

 Λ

- U238 (fission) 2,2 %
- Pu239 (fission) 1,2 %

d) Conclusion sur les incertitudes issues des données nucléaires

Les incertitudes dues aux données nucléaires, calculées avec la matrice de covariance COMAC-v0, en utilisant les calculs de perturbations de PARIS (calculs transport en géométrie hexagonale 3D), sont d'environ :

- 1400 pcm sur la réactivité en début de vie (origines principales : ^{239}Pu pour 60% de la variance globale et ^{238}U pour 36%) ;
- 130 pcm sur la réactivité de vidange en début de vie (origines principales : ^{239}Pu et ^{238}U pour 75% de la variance globale, ^{23}Na et ^{56}Fe pour 20%),
- 5 % sur $\Delta\rho_{\text{Doppler}}$ (origines principales ^{239}Pu et ^{238}U pour 90% de la variance globale, ^{23}Na et ^{56}Fe pour 6%)

Grandeurs neutroniques	Incertitudes à 1 σ avec COMAC-V0
k_{eff}	1435pcm
Réactivité de vidange sodium	8,25% (totale) soit 129 pcm
Dilatation sodium de 1%	15 %
$\Delta\rho$ Effet Doppler (+1000°C)	4,7 %
Dilatation axiale des structures (gaines & tubes hexagonaux & absorbants)	7,3 %
Dilatation axiale des gaines	3,7 %
Dilatation axiale des tubes hexagonaux	5,5 %
Dilatation radiale du sommier	1,8 %
Dilatation axiale du combustible	2,5 %
Poids du rideau de barres de contrôle	2,5%
Pic de fission	0,5 %
Beta effectif	3,5 %
Temps de vie	2,5 %

Tableau 60 Bilan des incertitudes issues des données nucléaires

Ce travail a mis en lumière les pistes d'améliorations à prévoir sur les futures versions des évaluations qui devront induire une réduction des variances de COMAC : elles concernent principalement et par ordre de priorité le Pu239, l'U238 (notamment la section inélastique de cet isotope), le Na23 et le Fe56. La forte sensibilité de l'effet Doppler à l'inélastique de l'U238 pourrait être par ailleurs une piste d'étude visant à améliorer l'évaluation de cette section.

2. Linéarité des incertitudes

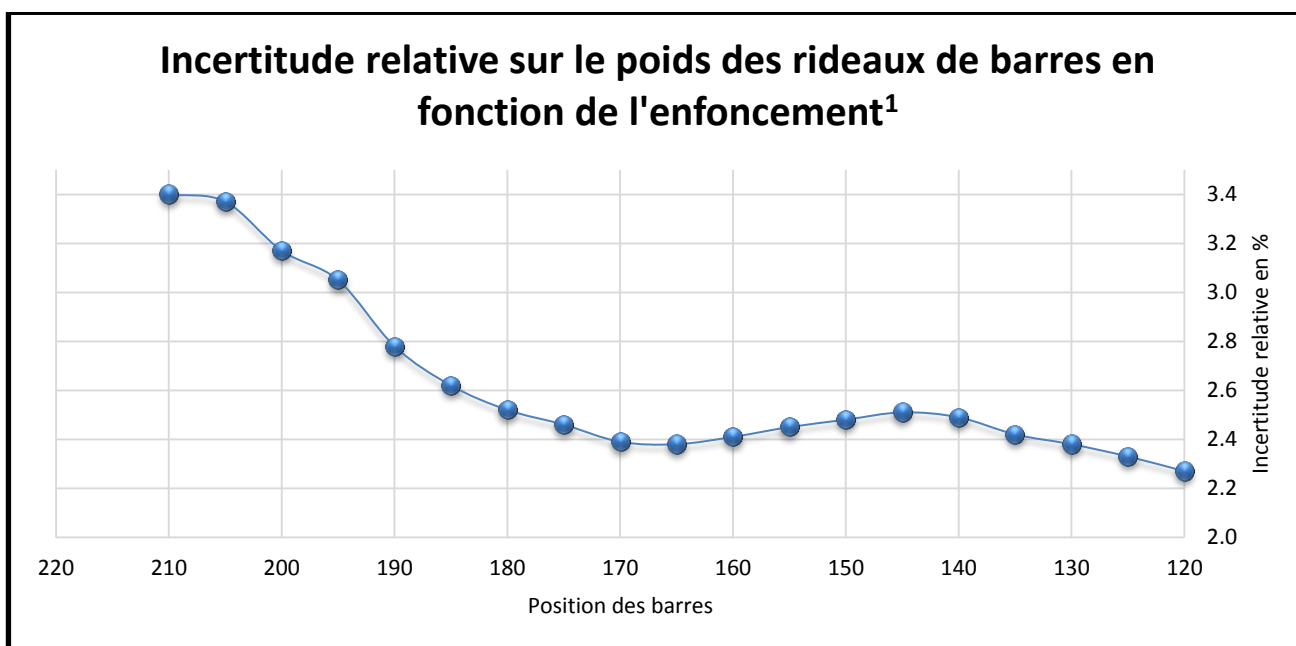
Comme pour les coefficients de contre-réactions, il est important de vérifier l'aspect linéaire des incertitudes absolues en fonction de la perturbation (incertitude relative constante). En effet, lors de la propagation des incertitudes pendant les transitoires, il est important de s'assurer que les incertitudes calculées pour une perturbation donnée sont valables pour toutes les gammes de perturbations envisageables en transitoires.

a) Effet de dilatation du sodium

Figure 36 Incertitude relative pour l'effet de dilatation sodium en fonction de la perturbation en%

Dans la gamme de perturbations « réalistes », l'incertitude globale varie peu et de manière linéaire en fonction de la valeur de la perturbation. L'incertitude est de l'ordre de 15% pour une perturbation de 1% et de 12,5 % pour une perturbation de 15 %.

Cette incertitude relative est quasi-constante sur la gamme de perturbations. L'hypothèse qui consiste à utiliser les incertitudes obtenues pour une perturbation donnée, pour toutes les valeurs de perturbations rencontrées au cours des transitoires, n'aura que peu d'impact lors de l'évaluation de la marge avant ébullition du sodium. L'impact très faible est négligeable.

Figure 37 Incertitude relative sur le poids des rideaux de barres en fonction de l'enfoncement¹

L'incertitude relative sur le poids des rideaux de barres n'est pas constante en fonction de la position dans le cœur. En effet, l'insertion des barres déforme à la fois le flux et le flux adjoint. Les profils de sensibilités sont donc dépendants de la position étudiée et impactent finalement le niveau d'incertitude.

b) Effet Doppler

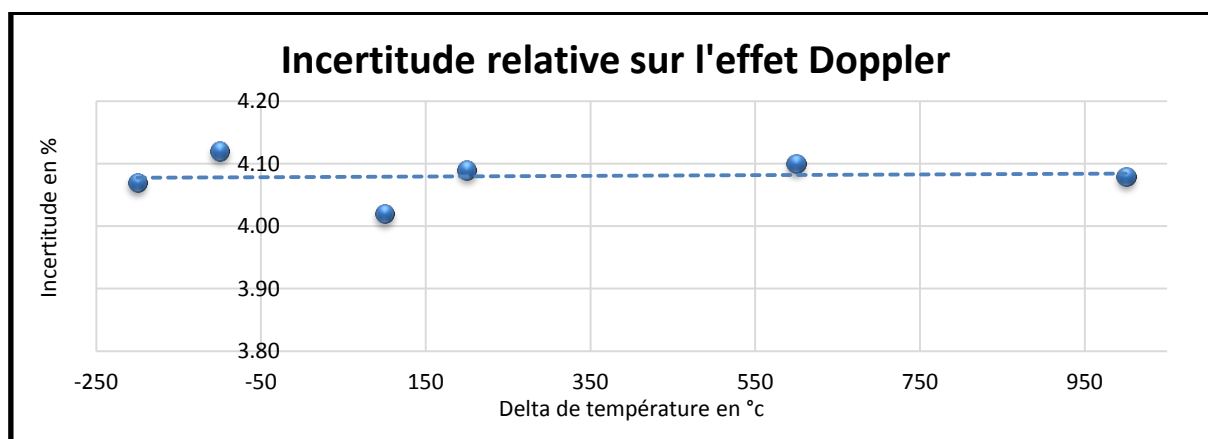


Figure 38 Linéarité de l'incertitude sur l'effet Doppler

L'incertitude sur la constante Doppler est constante suivant l'amplitude de la perturbation (de -250 à +1000 °C). L'incertitude obtenue pour le calcul de référence est donc valable quel que soit l'échauffement du combustible au cours du transitoire.

¹ L'incertitude correspond à un enfoncement de 5 cm autour du point de calcul

c) Autres contre-réactions : Incertitude relative constante

Les incertitudes pour les autres contre-réactions neutroniques ont été évaluées dans la gamme de perturbations réalistes pour les transitoires (cf. Tableau 61). Les six points de calculs pour chaque effet neutronique (choisis dans cet intervalle et correspondant aux valeurs de perturbations du chapitre II), montrent que l'incertitude relative est constante et égale à l'incertitude obtenue pour une perturbation de 1%. L'incertitude absolue (en pcm) sur chaque paramètre a donc le même comportement linéaire que la grandeur étudiée.

Paramètre neutronique	Intervalle de perturbation	Incertitude relative dans l'intervalle
Dilatation axiale gaine	-0,5 % à 1,5 %	Constante (3,7%)
Dilatation axiale tubes hexagonaux	-0,4 % à 1 %	Constante (5,5 %)
Dilatation du combustible	-2 % à 2 %	Constante (2,5 %)
Dilatation sommier	-0,5 % à 1 %	Constante (1,8%)

Tableau 61 Comportement de l'incertitude pour certaines contre-réactions dans une gamme de perturbations réalistes pour les études de transitoires

Finalement, les incertitudes relatives sont constantes suivant la valeur des perturbations pour les différents effets de contre-réactions étudiés.

Cette étude a été complétée au CEA par l'évaluation des incertitudes pour différents points de fonctionnement. Les résultats montrent que l'incertitude (notamment sur l'effet de dilatation sodium) peut dépendre des conditions de fonctionnement du réacteur. Par conséquent, ces résultats peuvent remettre en cause l'hypothèse qui consiste à appliquer la même incertitude tout au long du transitoire. Toutefois, pour le concept CFV, il a été vérifié que le niveau d'incertitude diminuait lorsque la température du cœur augmentait, ce qui confirme que l'incertitude à 1 % est enveloppe pour le transitoire.

L'hypothèse qui consiste tout d'abord à calculer les incertitudes en fonctionnement nominal pour une perturbation de 1% et ensuite à les utiliser pour tous les états perturbatifs rencontrés au cours des transitoires n'impliquera pas une sous-évaluation des marges de sûreté.

3. Incertitudes après irradiation du combustible

Les transitoires sont étudiés lors de la conception pour des configurations de cœur les plus pénalisantes. La configuration retenue pour le CFV est le cas fin de cycle, c'est-à-dire après irradiation du combustible. En fin de cycle, un terme d'incertitude supplémentaire intervient, l'incertitude sur l'évolution des concentrations des noyaux lourds. Cette évolution est déterminée en résolvant les équations de Bateman.

L'incertitude sur le terme de Bateman a déjà fait l'objet d'un travail de thèse au CEA [Kha10] Les données nucléaires impliquées dans ces équations sont les données de décroissance (constante de décroissance partielle et rendements de fission) des différents nucléides présents dans le réacteur et

les sections efficaces de réactions à travers les taux de réactions microscopiques calculées avec l'équation du transport. Ce travail de thèse a démontré que l'incertitude sur le terme de Bateman pour des cœurs homogènes avait un impact :

- du même ordre de grandeur que le terme de Boltzmann en ce qui concerne la réactivité du cœur et la perte de réactivité au cours du cycle
- un impact plus faible pour les coefficients de réactivité.

Ces premiers résultats ne prennent cependant pas en compte les sensibilités à la normalisation à la puissance. Avant de conclure sur l'impact de l'évolution des concentrations pendant l'irradiation sur le niveau des incertitudes sur les contre-réactions, il est important de vérifier l'impact de ces contributions. Les procédures associées sont en cours d'intégration au sein de la plateforme PARIS mais pas encore disponibles à l'heure actuelle. Des premières études effectuées au CEA montrent que l'impact des incertitudes sur le terme Bateman est en réalité sensiblement du même ordre que celui de Boltzmann.

Finalement, les incertitudes présentées ici (et utilisées dans le chapitre IV) pour le cas fin de cycle prennent seulement en compte le terme de Boltzmann.

Grandeurs neutroniques	Fin de cycle
k_{eff}	1350 pcm
Réactivité de vidange sodium	115 pcm (62 %)
Dilatation sodium de 1%	110 %
$\Delta\rho$ Effet Doppler (+1000°C)	4,7 %
Dilatation axiale des gaines	3,5%
Dilatation axiale des tubes hexagonaux	5 %
Dilatation radiale du sommier	1,8%
Dilatation axiale du combustible	2,5 %

Tableau 62 Incertitudes issues des données nucléaires en fin de cycle (terme Boltzmann seulement)

Les incertitudes issues des données nucléaires à travers le terme de Boltzmann en fin de cycle sont similaires aux incertitudes en début de vie. L'incertitude relative plus importante pour la dilatation du sodium est le résultat d'un effet de dilatation « global cœur » très faible et inférieur au pcm en fin de cycle. De même, l'incertitude sur la vidange sodium exprimée en pcm est du même ordre de grandeur que l'incertitude en pcm en début de vie alors que l'incertitude relative est plus importante suite à un effet de vidange plus faible en fin de cycle.

D. Validation des incertitudes pour l'effet Doppler

Dans le cadre de la démarche VVQI, une étape consiste à confronter les résultats numériques à l'expérience. Cette étape de validation expérimentale est essentielle pour s'assurer d'une part que les codes et les modèles physiques retranscrivent bien les mesures et d'autre part que les incertitudes de calculs et les incertitudes expérimentales recouvrent l'écart entre le calcul et l'expérience.

Lors du démarrage de Super Phénix [SPX90], des essais ont été réalisés pour vérifier les performances du cœur. Les mesures ont porté sur la réactivité des cœurs de divergence et de montée en puissance, l'anti-réactivité des absorbants, les cartes de taux de réactions et des puissances, l'usure du combustible et les effets de contre-réactions (passage de l'état isotherme à 180°C à l'état puissance nominale) [Van90]. Suite à ces essais, plusieurs comparaisons des mesures aux résultats des méthodes numériques disponibles dans ERANOS associés aux bibliothèques de données nucléaires disponibles au moment des études, ont permis de qualifier les outils de calculs [Cze98] [Tom02].

Plus récemment, une étude réalisée au CEA, a permis de qualifier le schéma de référence basé sur VARIANT P3-(612) associé à JEFF-3.1 sur un ensemble conséquent d'états de réactivité, Cette étude a montré que le schéma déterministe induisait :

- un biais de l'ordre de 480 pcm sur la réactivité du cœur (avec une faible dispersion pour l'ensemble des calculs ± 50 pcm). Ce biais est inférieur aux incertitudes de mesure (≈ 600 pcm) et de calcul (données nucléaires ≈ 1100 pcm),
- de très bons accords sur le calcul des poids de barres en utilisant les méthodes d'homogénéisation par équivalence ($0,96 \leq C/E \leq 1,03$ avec une incertitude expérimentale allant de 3 % à 7 % suivant la configuration).

Cette qualification sera poursuivie au CEA avec l'interprétation de traverses radiales et axiales de taux de réactions et de nappe d'échauffement et de l'évolution de la réactivité suite à un chauffage isotherme (accès à la constante Doppler).

Une partie de ces mesures a pu être exploitée au cours de la thèse afin de qualifier le schéma de référence basé sur l'utilisation de SNATCH. Le calcul de la réactivité du cœur de démarrage (cf. Tableau 63) avec VARIANT P3-(612) a conforté le biais observé pour les autres configurations avec un biais $C-E$ de 440 pcm. L'évaluation avec SNATCH S4-(221) a mis en avant un écart avec VARIANT P3-(612) de l'ordre de 100 pcm sur la réactivité du cœur et par conséquent, un biais entre SNATCH et l'expérience de 340 pcm.

Réactivité du cœur de démarrage en pcm	Expérience	VARIANTP3 (6,1,2)	SNATCH S4 (2,2,1)
	0 ± 600	440	338 ± 1100

Tableau 63 Réactivité du cœur de démarrage de Superphénix

Par ailleurs, plusieurs états sous-critiques de cœur permettant de remonter à l'anti-réactivité de divers motifs d'insertion de barres ont confirmé les bons accords observés précédemment. Les écarts entre

SNATCH et VARIANT sont inférieurs au pourcent et confirment ainsi la capacité des solveurs en transport exact associées aux méthodes de référence pour le calcul des sections efficaces des milieux absorbants par équivalence. Enfin, le calcul de la constante Doppler (K_d) a été comparé à la valeur déduite des mesures de réactivité de l'état à froid (180 °C et à puissance nominale). Le K_d mesuré lors des essais de démarrage est de -1240 pcm avec une incertitude statistique de 175 pcm.

	Expérience	H3D	VARIANT P3 (612)	SNATCH S4 (221)
Kd en pcm	-1240 ± 175	-1308 ± 60 (1 σ)	-1291	-1291 ± 60 (1 σ)

Tableau 64 K_d mesurée sur SPX & calculées avec les solveurs de PARIS

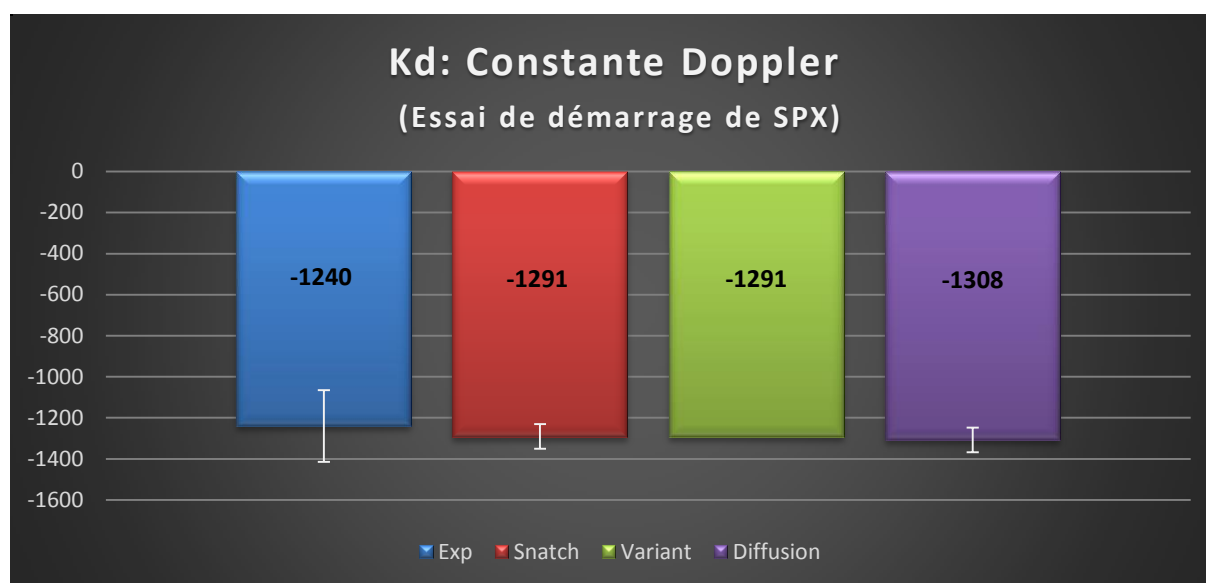


Figure 39 Constantes Doppler de SPX

Les K_d calculés avec VARIANT et SNATCH présentent un biais de l'ordre de 50 pcm avec la mesure. L'écart entre la mesure et H3D est un peu plus important (68 pcm) mais se situe dans l'incertitude de mesure (175 pcm).

La comparaison calcul-expérience permet de s'assurer que les valeurs calculées se situent dans les intervalles d'incertitudes mais ne permet pas de conclure quant à la précision de différentes méthodes (tous les écarts C-E sont dans l'intervalle d'incertitude).

Toutefois, l'incertitude de calcul (données nucléaires uniquement) à 1 σ permet de recouvrir les écarts C-E avec SNATCH alors que 2 σ sont nécessaires avec la diffusion.

Des expériences supplémentaires devront être réinterprétées pour valider les schémas de calculs des RNR-Na. Un point particulier devra être porté sur la qualité des mesures et la maîtrise des incertitudes afin d'obtenir une information exploitable dans le cadre de la démarche VVQI.

E. Conclusion sur le calcul des incertitudes

Les incertitudes sur les paramètres neutroniques ont un impact important sur les performances, la sûreté et les coûts du réacteur. Ces incertitudes ont des origines diverses mais la contribution la plus importante vient des données nucléaires.

Différentes méthodes de propagation des incertitudes existent. La méthode développée au cours de la thèse se base sur l'évaluation des coefficients de sensibilités par perturbation. Ainsi, les outils de perturbations développés au sein de PARIS pour calculer les coefficients de contre-réactions en théorie du transport (Sn-3D) ont été adaptés afin de calculer des sensibilités des grandeurs neutroniques aux données nucléaires.

Ces coefficients de sensibilités ont été comparés aux coefficients calculés en approximation de la diffusion. La comparaison montre des différences importantes, en particulier pour les sensibilités aux réactions de diffusions élastiques et inélastiques du sodium ou des isotopes de l'acier. Comme pour les grandeurs neutroniques, l'apport des méthodes Sn-3D a ainsi été mis en avant pour le calcul des coefficients sensibilités.

Ces sensibilités ont ensuite été combinées aux matrices de variances-covariances afin d'estimer les incertitudes sur les paramètres neutroniques. Le niveau actuel des covariances sur les données nucléaires implique des incertitudes similaires en utilisant des sensibilités obtenues en transport exact ou en diffusion pour :

- le facteur de multiplication effectif,
- l'effet Doppler,
- les effets de dilatation des gaines et des tubes hexagonaux,
- l'effet de dilatation du sommier,
- l'effet de dilatation du combustible.

Néanmoins, les niveaux des incertitudes associés aux effets liés à la perte de sodium dans le cœur ne sont pas similaires, mettant ainsi en avant l'importance du traitement en transport pour ces effets neutroniques. Compte tenu du niveau des variances et covariances des matrices actuelles, il apparaît finalement suffisant de calculer les coefficients de sensibilité sur les paramètres neutroniques en approximation de la diffusion pour les différentes grandeurs excepté pour les effets associés à la dilatation ou à la vidange du sodium qui nécessitent un traitement plus spécifique en transport exact.

Parallèlement à ce travail, des développements ont été réalisés pour calculer des sensibilités sur le pic de fission dans le cœur et les paramètres cinétiques en mettant en œuvre la théorie des perturbations généralisées. Ces outils complètent ainsi la méthodologie et permettent d'avoir accès aux incertitudes sur l'ensemble des paramètres neutroniques utilisés pour simuler les transitoires.

Suite à ces développements, les incertitudes sur les paramètres neutroniques obtenues avec la bibliothèque de données nucléaires JEFF3.1.1 associée à la matrice de covariance COMAC.v.0 ont été évaluées.

Les incertitudes globales à 1σ sur les différents paramètres, issues des données nucléaires, en début de vie sont de l'ordre de : 1400 pcm sur la réactivité, 130 pcm sur l'effet de vidange, 15 % sur l'effet de dilatation sodium, 5 % sur l'effet Doppler et de l'ordre de 2% à 6 % sur les autres paramètres étudiés.

Ces incertitudes ont alors été décomposées par isotope et réaction afin d'identifier à la fois les contributeurs majoritaires et les pistes de progrès, dans l'objectif d'une amélioration des évaluations des données nucléaires. Ces analyses ont mis en avant une contribution importante des incertitudes associées à la fission du Pu239, à la capture et à la diffusion de l'inélastique de l'U238 et des contributions plus faibles des réactions de diffusions élastiques du Na23 et du Fer56.

Un exercice similaire a été réalisé en utilisant la bibliothèque ENDF-BVII-1 et la matrice de covariances COMMARA. La comparaison des résultats obtenus avec chacune des bibliothèques a mis en avant, globalement, des bons accords sur la valeur globale des grandeurs neutroniques avec néanmoins des compensations importantes entre les contributions des isotopes et des réactions. Ces écarts sont compris dans les intervalles d'incertitudes obtenus avec les matrices de covariances associées à chaque bibliothèque.

Ce travail a mis en avant des bons accords sur les niveaux d'incertitudes des données nucléaires. Toutefois, il ne permet pas de conclure que les incertitudes issues des données nucléaires ne sont pas sous-estimées. En effet, les différentes évaluations de données nucléaires se rapportent parfois à la même base expérimentale impliquant ainsi une interdépendance assez forte.

Suivant le même objectif, c'est-à-dire, avec la volonté de vérifier que les incertitudes sur les données nucléaires ne sont pas sous-évaluées mais également, avec l'idée d'illustrer le travail de validation expérimentale des outils de calculs, il a été décidé de réinterpréter les mesures d'effet Doppler réalisées sur le cœur de démarrage du réacteur SUPER-PHENIX. La comparaison calcul-expérience a permis de vérifier que les valeurs calculées se situent dans les intervalles d'incertitudes mais ne permet pas de conclure quant à la précision de différentes méthodes (tous les écarts C-E sont dans l'intervalle d'incertitude). Toutefois, l'incertitude de calcul (données nucléaires uniquement) à 1σ permet de recouvrir les écarts C-E avec SNATCH alors que 2σ sont nécessaires avec la théorie de la diffusion.

Les incertitudes de calcul sont des incertitudes « optimistes » car elles ne prennent pas en compte les incertitudes de caractère technologique ni l'impact de l'irradiation. Ces incertitudes devront être estimées précisément avec la méthodologie détaillée dans ce document afin de conclure quant au niveau à prendre en compte pour les futures études de sûreté.

En outre, d'autres expériences devront être interprétées pour valider les schémas de calculs des RNR-Na. Un point particulier devra être porté sur la qualité des mesures et la maîtrise des incertitudes afin d'obtenir une information exploitable dans le cadre de la démarche VVQI.

Références

- [Ali04] G. ALIBERTI, et al., « Impact of Nuclear Data Uncertainties on Transmutation of Actinides in Accelerator-Driven Assemblies », Nuclear Science and Engineering, 146 :13–50, 2004.
- [Ali06] G. ALIBERTI, et al., « Nuclear data sensitivity, uncertainty and target accuracy assessment for future nuclear systems », Annals of nuclear energy, Vol 33, pp 700-733, 2006.
- [Arc11] P. ARCHIER, « Contribution à l'amélioration des données nucléaires neutroniques du sodium pour le calcul des réacteurs de génération IV » Thèse de doctorat, Université de Grenoble, 2011.
- [Arc12] P. ARCHIER, et al., « Nuclear Data uncertainty propagation for neutronic key parameters of CEA's SFR V2B and CFV sodium fast reactor designs », Physor 2012, Knoxville, USA, April 15-20, 2012.
- [Ber01] D. BERNARD, « Détermination des incertitudes liées aux grandeurs neutroniques d'intérêt des réacteurs à eau pressurisée à plaques combustibles et application aux études de conformité », Thèse de doctorat, Université Blaise-Pascal Clermont Ferrand, 2001.
- [DeS12] C. DE SAINT JEAN, et al., « Estimation of multi-group cross section covariances for ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{241}Am , ^{56}Fe , ^{23}Na and ^{27}Al », PHYSOR 2012, American Nuclear Society, Knoxville, Tennessee, USA, April 15-20, 2012.
- [Gan67] A. GANDINI, « A generalized perturbation method for bilinear functional of the real and adjoint neutron fluxes », Journal of Nuclear Energy, 21 :755–765, 1967.
- [Gan75] A. GANDINI, « Time-Depend Generalized Perturbation Methods for Burn-up Analysis, Comitato Nazionale per l'Energia Nucleare, 1975.
- [Gan86a] A. GANDINI, G. PALMIOTTI, « Simplified GPT Calculation Procedure. », Annals of Nuclear Energy, January, 3, 1986.
- [Gan86b] A. GANDINI, G. PALMIOTTI, and M. SALVATOIRES, « Equivalent generalized perturbation theory (EGPT). », Annals of Nuclear Energy, 13 :109–114, 1986.
- [Ish08] M. ISHIKAWA, « Evaluation of Doppler reactivity uncertainty (including the effect from temperature gradient covariance of ^{238}U self-shielding factors), OECD/NEA WPEC Subgroup 26 Final Report, Nuclear Science ISBN 978-92-64-99053-1, NEA/WPEC-26, 2008.
- [Kha10] W. KHAMAKHEM, « Etude de l'évolution du combustible dans des réacteurs rapides de quatrième génération. Impact des données nucléaires sur leur performances », Thèse de doctorat, Université d'Orsay, Paris XI, 2010.
- [Ler12] O. LERAY, « Détermination, maîtrise et réduction des biais et incertitudes de la réactivité du Réacteur Jules Horowitz », Thèse de doctorat, Université de Grenoble, 2012.

- [Nog08] G. NOGUERE, D. BERNARD, C. DE SAINT JEAN, B. LOOSS, F. GUNSING, K. KOBAYASHI, F.S. MUGHABGHAB, P. SIEGLER, « Assessment and Propagation of the ^{237}Np Nuclear Data Uncertainties in Integral Calculations by Monte Carlo Techniques », Nuclear Science and Engineering / Volume 160 / Number 1 / Pages 108-122 Technical Paper, 2008.
- [Pal07] G. PALMIOTTI, M. SALVATOIRES and G. ALIBERTI, « Methods in Use for Sensitivity Analysis, Uncertainty Evaluations and Target Accuracy Assessment », Proceedings of International Workshop NEMEA-4, Prague, 2007.
- [Pal10] G. PALMIOTTI, et al., « Nuclear Data Target Accuracies for Generation IV Systems Based on the Use of New Covariance Data », Journal of Korean Physical Society, Vol. 59, No. 2, pp. 1264-1267, 2010.
- [Pal11] G. PALMIOTTI, M. SALVATOIRES and G. ALIBERTI, « Methods in Use for Sensitivity Analysis, Uncertainty Evaluations and Target Accuracy Assessment », Proceedings of International Workshop NEMEA-4, Prague, 2007.
- [Pal12a] G. PALMIOTTI and M. SALVATOIRES, « Developments in Sensitivity Methodologies and the validation of Reactor Physics Calculations », Science and Technology of Nuclear Installations, Volume 2012, Article ID 529623, April, 2012
- [Roc11] D. ROCHMAN, et al., « Nuclear data uncertainty propagation: Perturbation vs. Monte Carlo », Ann. Nucl. Energy, vol. 38, no 5, p. 942- 952, May, 2011.
- [Sal08a] M. SALVATOIRES, et al., « Needs and issues of Covariance Data Application », Nuclear Data Sheets 109, p. 2725-2732, 2008.
- [Sal08b] M.SALVATOIRES, et al., « Uncertainty and Target Accuracy Assessment for Innovative Systems Using Recent Covariance Data Evaluations », OECD/NEA WPEC Subgroup 26 Final Report, Nuclear Science ISBN 978-92-64-99053-1, NEA/WPEC-26, 2008.
- [SPX90] Nuclear Science and Engineering, 106 special issue devoted to SuperPhénix commissioning tests, pp .1-98, 1990.
- [Tom02] J. TOMMASI, et al., « Analysis of SUPER-PHENIX and PHENIX Neutron Physics Experiments with the ERANOS Code and Data System », Proc. Technical Mtg. Operational and Decommissioning Experience with Fast Reactors, IAEA- TECDOC-1405, Cadarache, France, March 11-15, 2002.
- [Tru15] G. TRUCHET, « Développement de calculs à énergie continue pondérés par l'adjoint avec TRIPOLI-4 : application à l'interprétation d'expériences d'oscillation du Pu^{239} en spectre rapide pour l'amélioration des données nucléaires ». Thèse de doctorat, Université d'Orsay, Paris XI, 2012-2015.
- [Van90] M. VANIER, « Superphénix reactivity and Feedback Coefficients », Nuclear Science and Engineering, Vol. 106, pp. 30-36, 1990.

- [Wil07] M.L. WILIAMS, « Sensitivity and uncertainty analysis for Eigenvalue-Difference Responses », Nuclear Science and Engineering, 155: 18-36, 2007.

Cette page a été laissée intentionnellement blanche.

CHAPITRE IV

EVALUATION DES MARGES DE SURETE PENDANT LES TRANSITOIRES

Ce chapitre porte sur l'étude du comportement du concept de cœur « CFV » lors de transitoires incidentels non-protégés et plus particulièrement sur le développement d'une méthodologie innovante permettant de propager les incertitudes issues de données d'entrée des études sur les paramètres d'intérêt afin d'évaluer les marges de sûreté disponibles au cours des transitoires.

Dans une première section, le comportement du cœur pendant les transitoires de type ULOHS et ULOSSP est tout d'abord analysé avec le code système CATHARE-2. Les résultats sont ensuite comparés à ceux obtenus avec le code SAS4A/SASSYS-1 afin d'estimer de manière globale les écarts issus de la modélisation de la chaudière et des différents phénomènes physiques. L'utilisation de coefficients de contre-réactions obtenus avec un traitement en transport exact à la place de l'approximation de la diffusion permet ensuite d'évaluer l'impact de cette approximation sur la marge (en température ou en temps) avant ébullition du sodium.

Dans la section B, une méthode innovante permettant de propager les incertitudes issues des données d'entrée des études de thermo-hydraulique sur les grandeurs caractérisant le cœur pendant les transitoires est proposée. Cette méthode permet de propager des incertitudes affectant chaque coefficient local de contre-réaction en prenant en compte les corrélations éventuelles entre les données.

La section C permet d'illustrer les apports de cette nouvelle méthode par rapport à une approche « classique » et permet d'identifier les principaux contributeurs à l'incertitude sur la marge avant ébullition du sodium. L'utilisation de cette méthodologie avec les deux modèles « systèmes » basés sur CATHARE-2 et SAS4A/SASSYS-1 permet de s'assurer que la méthode n'est pas dépendante de l'outil utilisé et qu'elle est généralisable pour les différents codes de système recourant à des coefficients locaux de contre-réactions et pour différents maillages thermo-hydrauliques du cœur.

CHAPITRE IV EVALUATION DES MARGES DE SURETE EN TRANSITOIRES 151

A.	La simulation du comportement des cœurs en transitoires.....	153
1.	La simulation des transitoires incidentels.....	153
a)	Le code CATHARE-2.....	153
a)	Le chainage Neutronique-Thermo-hydraulique.....	153
2.	Modélisation de la chaudière.....	154
3.	Benchmark sur le concept CFV : comparaison CATHARE - SAS4A/SASSYS-1..	157
4.	Evaluation du comportement naturel en ULOHS et ULOSSP.....	157
a)	Comportement naturel pendant un transitoire de type ULOHS.....	158
b)	Comportement naturel pendant un transitoire de type ULOSSP	164
B.	Méthodologie pour l'évaluation des marges de sûreté pendant les transitoires....	169
1.	Propagation des incertitudes pendant les transitoires	169
a)	Méthodologie	169
b)	Données utilisées : limite actuelle.....	170
2.	Evaluation d'incertitudes locales corrélées	171
C.	Propagation des incertitudes pendant les transitoires	174
1.	Propagation des incertitudes neutroniques en ULOHS	175
a)	Incertitudes issues de l'ensemble des paramètres neutroniques	175
b)	Détermination des contributeurs majoritaires et impact des corrélations	179
c)	Analyse de l'incertitude sur la distribution de puissance.....	186
2.	Propagation des incertitudes neutroniques en ULOSSP	187
a)	Incertitudes sur l'ensemble des paramètres neutroniques.....	187
b)	Détermination des contributeurs majoritaires et impact des corrélations	191
c)	Analyse de l'incertitude sur la distribution de puissance.....	198
3.	Propagation des incertitudes avec SAS4A/SASSYS-1	198
D.	Conclusion sur la propagation des incertitudes en transitoires.....	203

A. La simulation du comportement des cœurs en transitoires

1. La simulation des transitoires incidentels

a) Le code CATHARE-2

La simulation des transitoires incidentels est réalisée en mettant en œuvre les outils systèmes (modélisation thermo-hydraulique des assemblages du cœur, de la chaudière, des différents échangeurs et des circuits primaires et/ou secondaires). Le code de calcul utilisé au CEA est le code CATHARE-2 (Code Avancé de Thermo-hydraulique pour les Accidents sur les Réacteurs à Eau). Il a été initialement développé pour des applications REP par le CEA, EDF, l'IRSN et Framatome mais permet néanmoins de représenter tout type de réacteurs.

CATHARE-2 dispose d'une structure modulaire en plusieurs dimensions : 0D, 1D ou 3D. Il est basé sur un modèle à deux phases avec six équations (équations de conservation de masse, d'énergie et de quantité de mouvement pour chacune des phases).

Les six variables principales sont la pression, l'enthalpie, la vitesse des phases liquide et gazeuse, et le taux de vide. A cela s'ajoute les fractions massiques de quatre incondensables tels que l'azote ou l'air. La résolution des équations passe par une discrétisation spatiale en volumes finis pour la conservation de la masse et de l'énergie, et en différences finies pour la quantité de mouvement. La discrétisation temporelle est implicite ou semi-implicite. Un système linéaire est alors obtenu et résolu par la méthode itérative de Newton-Raphson.

a) Le chainage Neutronique-Thermo-hydraulique

En pratique, la simulation du comportement du cœur s'effectue tout d'abord en réglant un régime permanent afin de fixer l'état du cœur. Ensuite, les différents scénarios de transitoires peuvent être activés. Les variables d'état du cœur évoluent selon le scénario étudié. Le niveau de puissance ainsi que la cinétique neutronique sont alors déterminés en résolvant les équations de la cinétique ponctuelle.

Ces équations utilisent en donnée d'entrée les grandeurs neutroniques caractéristiques du cœur. La simulation du transitoire nécessite donc un chainage entre la neutronique et la thermo-hydraulique et la mise en place d'interfaces entre les codes de calculs.

Une interface permettant le chainage entre la neutronique (plateforme PARIS) et la thermo-hydraulique a été implémentée dans le cadre du travail de thèse. Cette interface permet de fournir des données neutroniques au format des codes systèmes, c'est-à-dire selon leurs unités respectives et le maillage thermo-hydraulique utilisé.

Le code CATHARE-2 utilise en données d'entrée des variations de réactivité en fonction de la dilatation des matériaux en pcm par degré¹. Plusieurs regroupements d'assemblages peuvent être utilisés afin d'étudier l'impact du nombre de canaux sur les marges disponibles en transitoire. La flexibilité offerte par l'interface permet de regrouper les coefficients de contre-réactions en fonction du nombre de canaux modélisés.

2. Modélisation de la chaudière

Plusieurs versions de chaudières sont étudiées pour le projet ASTRID. La chaudière modélisée pour cette étude (cf. Figure 48) est constituée d'une cuve à redan conique comportant 3 pompes primaires mécaniques, 4 échangeurs intermédiaires, 4 échangeurs de secours pour l'évacuation de la puissance résiduelle.

Deux de ces échangeurs sont positionnés dans le collecteur chaud et deux sont positionnés dans le collecteur froid. Le fluide du circuit intermédiaire est le sodium.

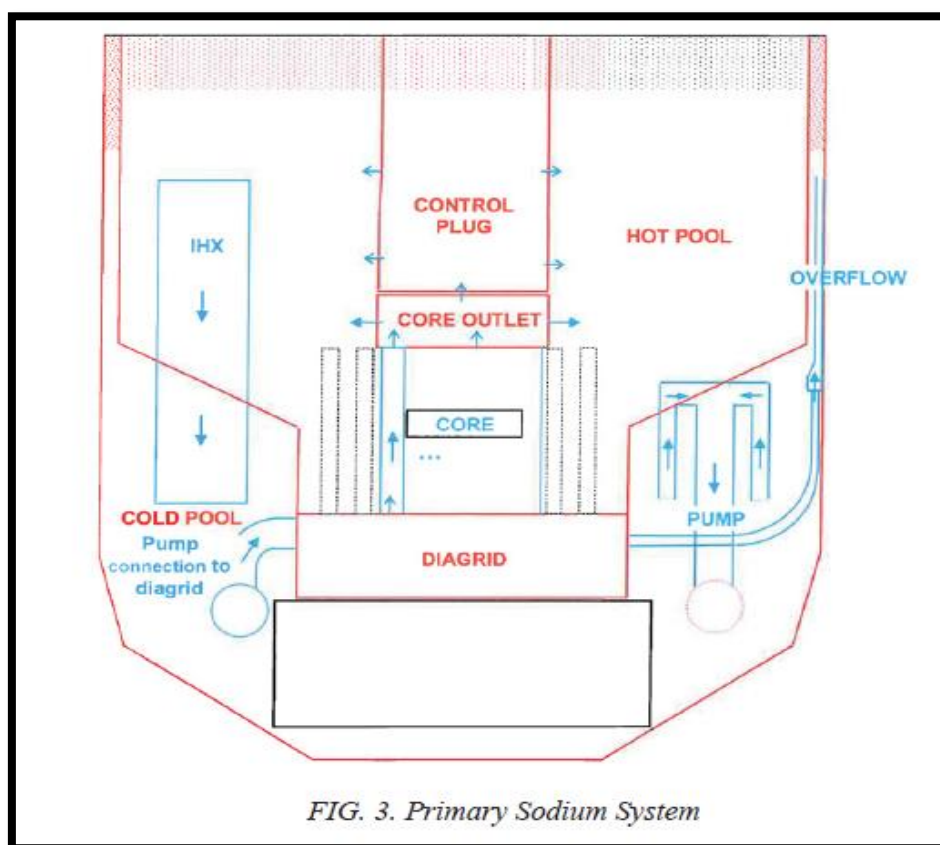


Figure 40 Chaudière utilisée dans le cadre de ces études

¹ Le code SAS4A/SASSYS-1 utilisé dans le cadre du benchmark sur le CFV admet en données d'entrée des coefficients de contre-réactions en pcm par kg.

La puissance du cœur est évacuée du circuit primaire à l'aide de 4 échangeurs intermédiaires à tubes droits vers le circuit secondaire. Les circuits secondaire et tertiaire de la chaudière ne sont pas décrits explicitement et sont modélisés simplement par une condition limite :

- Débit massique : 1636 Kg/s. Le débit massique au secondaire des échangeurs est ajusté en vue d'obtenir une température d'entrée cœur de 400°C.
- Température d'entrée échangeur : 345 °C
- Pression de sortie côté secondaire : $2 \cdot 10^5$ Pa

La puissance totale du cœur est répartie en 1490 MW dégagés dans les assemblages et 10 MW dans les protections neutroniques latérales, les barres de contrôle et les assemblages réflecteurs. Les pertes de charge singulières en pied de chacun des regroupements d'assemblage sont réglées de façon à être au plus près du ΔT cœur moyen de 150°C.

La masse des structures est prise en compte pour l'évaluation des inerties thermiques et des transferts de chaleur : paroi de cuve, paroi du redan, masse du bouchon couvercle-cœur. L'échange de chaleur radiatif et convectif par la paroi externe de la cuve est modélisé. Aucun circuit de refroidissement externe, paroi de cuve principale ou cuve de sécurité n'est représenté explicitement mais on fait l'hypothèse d'une température externe imposée à 270°C. L'ensemble des assemblages réflecteurs et des protections neutroniques latérales n'est pas pris en compte.

Remarques supplémentaires sur la modélisation :

- Au cours des études présentées ici, le jeu pastille-gaine est supposé rattrapé pendant la durée d'irradiation. Le combustible est par conséquent considéré comme lié à la gaine pour tous les assemblages.
- Les effets d'arcure des assemblages du cœur (gerbage du cœur par effet de dilatations différentielles des tubes hexagonaux et contrainte des plaquettes) ne sont pas pris en compte.

En ce qui concerne la modélisation des phases transitoires, les pertes de débit des circuits primaire et secondaire sont modélisées suivant les lois suivantes :

Perte de débit primaire		Perte de débit secondaire	
Temps (s)	Vitesse des pompes (rpm)	Temps (s)	Débit (Kg/s)
0	507	0	1636
5	418	3	1308,8
15	308	15	654,4
30	220	30	409
50	156	50	245,4
95	89	100	1
150	52	Infini	1
220	25		
260	13		
315	0		

Tableau 65 Modélisation des pertes de débit primaire et secondaire

Avec ces valeurs, le débit « 50% du nominal » des pompes primaires est atteint en 22 secondes.

A noter qu'en utilisant cette modélisation de la chaudière, la simulation du transitoire ULOSSP en fin de cycle avec CATHARE-2 atteint l'ébullition sodium. Afin de pouvoir analyser l'apport de la méthodologie pour le calcul des effets neutroniques, il est plus intéressant d'étudier un scénario de transitoire qui n'atteint l'ébullition. Par conséquent, il a été décidé d'augmenter l'inertie des pompes primaires pour le transitoire ULOSSP (de environ 5.10^3 kg.m^2 à 25.10^3 kg.m^2).

La dilatation différentielle entre les barres, le cœur et la cuve permet d'évaluer l'impact sur la réactivité du cœur de l'insertion des barres par effet de température. Cet effet dépend de :

- la dilatation axiale des assemblages du cœur,
- la dilatation des barres, dépendante du débit de sodium « froid » provenant du sommier et de l'échange de chaleur entre sodium et barres (selon la conception technique du dispositif),
- les dilatations des mécanismes et tiges de barres qui résultent de la température sodium en sortie cœur et la température du sodium en contact avec les tiges dans le bouchon couvercle cœur,
- la dilatation de la cuve jusqu'au niveau du sommier qui provoque un effet de retrait des barres. Celle-ci dépend de la conception du déversoir qui amène du sodium « froid » et du profil axial de température dans le collecteur chaud.
- La dilatation des structures de supportage du cœur.

La dilatation axiale des assemblages du cœur est évaluée à partir du profil axial de température sodium circulant dans le cœur et du coefficient de dilatation axiale des gaines. La dilatation des barres est prise en compte de façon simplifiée d'après les températures entrée et sortie cœur. La température de la barre absorbante a été définie à partir d'un coefficient d'échauffement selon le niveau de puissance des assemblages « barrés »:

$$T_{\text{moy barre}} = 0,22 * (T_{\text{sortie}} - T_{\text{entrée}}) + T_{\text{entrée}}$$

La température des tiges de barres est prise identique à la température de sortie cœur du sodium et en considérant une constante de temps de 90 secondes (hypothèse simpliste discutable étant donné la complexité du bouchon couvercle cœur : écoulements du sodium et échanges de chaleur résultants). La tige de barre est considérée comme un tube d'acier dont le temps caractéristique de dilatation est évalué par un modèle simple de diffusion thermique :

- Diamètre interne : 4 cm
- Diamètre externe : 6 cm

La modélisation de la dilatation de la cuve est réalisée en prenant comme hypothèse une compensation des dilatations entre la cuve et les structures de supportage hauteur. Ainsi la hauteur prise en compte pour la dilatation de la cuve correspond à la partie cuve descendant jusqu'au niveau du sommier. Le profil axial de température le long de la paroi cuve est pris en compte pour le calcul des dilatations.

3. Benchmark sur le concept CFV : comparaison CATHARE - SAS4A/SASSYS-1

Dans le cadre du benchmark entre le CEA et le DOE sur le concept de cœur CFV, les résultats des simulations de transitoires obtenus avec CATHARE-2 au CEA ont été comparés aux résultats obtenus avec le code SAS4A/SASSYS-1 [Ten85] utilisé au Laboratoire National d'Argonne (ANL) [Sum13]. L'objectif principal de ces études était de vérifier d'une part qu'il n'y a pas de désaccord important sur le comportement du cœur CFV pendant les transitoires avec deux méthodologies « systèmes » différentes et d'autre part d'étudier des pistes d'améliorations des méthodes de calcul pour ASTRID.

Conjointement à ce travail, des analyses supplémentaires réalisées à ANL avec SAS4A/SASSYS-1 ont permis d'évaluer l'impact des nouvelles méthodes de calcul des paramètres neutroniques sur le comportement du cœur mais également de propager les incertitudes issues des grandeurs neutroniques sur les paramètres d'intérêt pour les transitoires.

L'ensemble de ce travail s'est effectuée en plusieurs étapes. Tout d'abord, les paramètres neutroniques et les incertitudes associées ont été évaluées au CEA en utilisant la plateforme PARIS-ERANOS associée à la bibliothèque de données nucléaires JEFF3.1 et la matrice de covariances COMAC-v0. Ces résultats ont été ensuite comparés aux valeurs obtenues à ANL avec des outils similaires associés à la bibliothèque ENDF-BVII et à la matrice de covariance COMMARA. Ce travail a montré de bons accords autant sur les valeurs des paramètres neutroniques que sur les incertitudes associées. Néanmoins ces bons accords sont le résultat de compensations importantes entre isotopes et réactions (cf. Chapitre III et annexe A).

La seconde étape a consisté à simuler le comportement du cœur pendant deux transitoires de référence (ULOHS et ULOSSP) avec les deux outils de thermo-hydraulique (cf. annexe A). Globalement, les résultats obtenus avec CATHARE-2 et SAS4A/SASSYS-1 étaient en bon accord, notamment en ce qui concerne les températures atteintes au cours du transitoire. Néanmoins des écarts ont été observés sur les contributions individuelles des différentes contre-réactions à la variation de réactivité globale.

Ces écarts ont fait l'objet d'un travail d'investigation qui a mis en évidence, tout d'abord, des choix d'hypothèses différentes pour modéliser la chaudière associée au cœur CFV, en particulier sur le modèle de la dilatation différentielle du cœur, de la cuve et des barres, et ensuite un traitement différent de certains effets neutroniques comme la contre-réaction de dilatation axiale du combustible.

La modélisation plus détaillée et la correction des hypothèses associées à ces phénomènes ont permis un meilleur accord entre les codes et notamment sur les contributions de chaque contre-réaction neutronique sur la variation de réactivité globale pendant les transitoires.

4. Evaluation du comportement naturel en ULOHS et ULOSSP

Les transitoires ULOHS et ULOSSP sont deux transitoires non protégés (sans chute des barres). Ce sont des scénarios de transitoire accidentel de référence permettant d'évaluer le comportement « naturel » du cœur CFV d'ASTRID. L'étude de ces transitoires dans le cadre de la thèse permet d'illustrer l'impact des nouvelles méthodes pour l'évaluation des contre-réactions et des incertitudes associées. L'objectif de ce chapitre est d'étudier le comportement naturel du cœur au cours de ces transitoires et d'évaluer l'apport des évaluations « best estimate » des coefficients neutroniques par rapport aux méthodes utilisées actuellement (résolution en approximation de la diffusion).

Pour les évaluations de transitoires, on considère à ce jour qu'une des situations les plus pénalisantes est de prendre en compte un cœur à l'équilibre en fin de cycle, c'est-à-dire avec les barres les moins insérées dans le cœur donc les moins efficaces et les coefficients de contre-réactions neutroniques les plus défavorables. Les études présentées ici sont donc réalisées pour un cœur CFV-V1 en fin de cycle en prenant en compte un plan de chargement.

a) Comportement naturel pendant un transitoire de type ULOHS

i. Comportement du réacteur, évaluation best estimate

Le transitoire ULOHS correspond à une perte de débit des pompes secondaires alors que les pompes primaires sont toujours en service. Sans extraction de puissance de la chaudière, l'ensemble des températures entrée et sortie cœur de chaque dérivation augmentent et s'homogénéisent (cf. Figures 49 et 50). Les résultats suivants sont obtenus en utilisant CATHARE-2 à partir de contre-réactions calculées avec le schéma « best estimate » (transport Sn-3D).

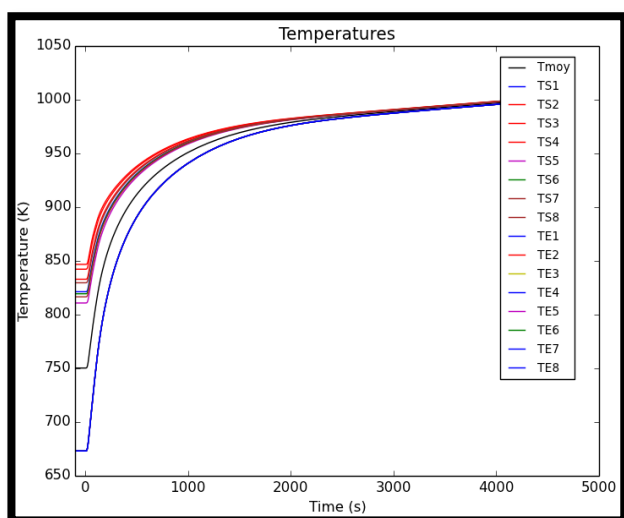


Figure 41 Evaluation des températures « entrée et sortie » de chaque dérivation pendant un ULOHS

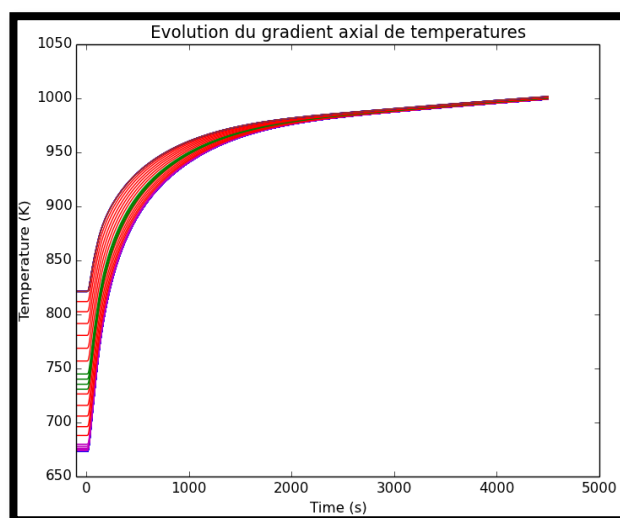


Figure 42 Echauffement dans le canal chaud pendant un ULOHS

La réactivité globale au cours du transitoire (cf. Figure 51) reste négative entraînant une baisse de la puissance neutronique. L'augmentation importante de la température d'entrée cœur entraîne une

contre-réaction négative par dilatation du sommier. Ceci provoque une forte anti-réactivité globale accentuée dans un premier temps par la dilatation du mécanisme des tiges de barres.

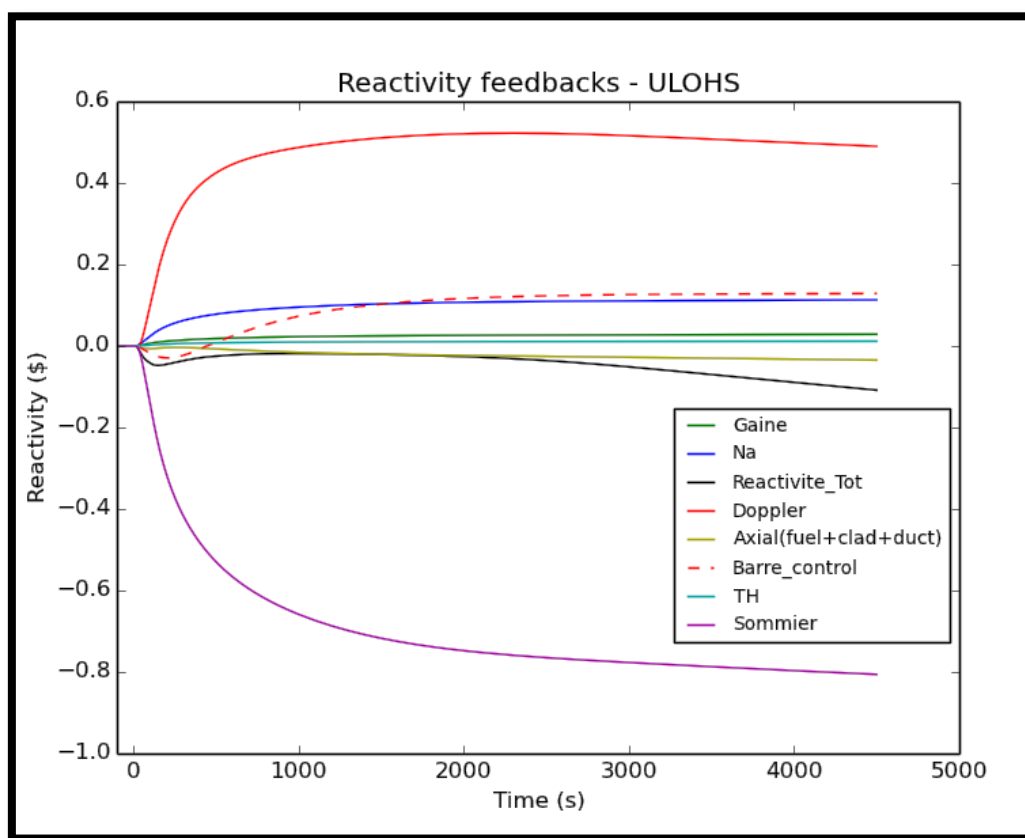


Figure 43 Evolution des contre-réactions pendant un ULOHS

L'échauffement axial relativement homogène du sodium dans le cœur implique un effet de vide positif mais faible. La réactivité globale cœur reste néanmoins suffisamment négative, provoquant une baisse de la puissance neutronique et de la température du combustible et avec pour conséquence un effet Doppler positif. La circulation de sodium chaud dans le déversoir accélère la montée en température de la cuve primaire. La dilatation de la cuve intervient alors avec un temps de retard et inverse le bilan de réactivité dû à l'effet différentiel de dilatation de la cuve, des barres et du cœur vers 500 secondes. La puissance neutronique du cœur diminue (cf. Figure 52) pour finalement atteindre l'étouffement neutronique. La réactivité globale devient très négative avec un fort effet de dilatation du sommier et un effet Doppler allant en diminuant sur le long terme (la température du combustible, qui continue à déstocker la puissance résiduelle, augmente du fait de la hausse de température du sodium).

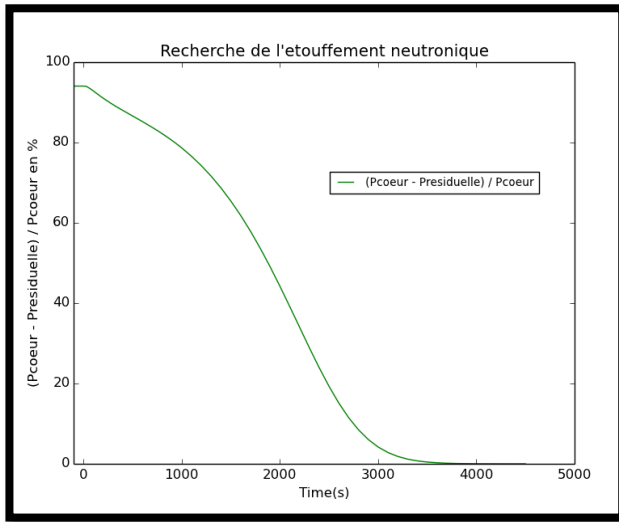


Figure 44 Recherche de l'étouffement neutronique pendant un ULOHS

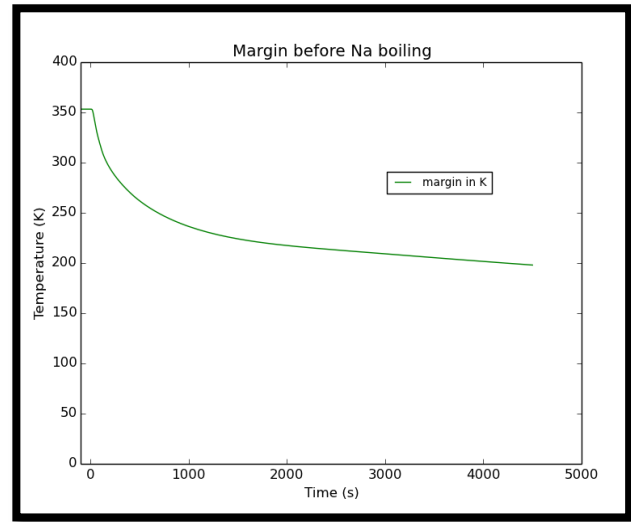


Figure 45 Marge avant ébullition du sodium pendant un ULOHS

Au cours du transitoire, la température du sodium dans le canal le plus chaud est comparée à la température de saturation du sodium. L'écart entre ces températures représente l'écart à l'ébullition (cf. Figure 53). Dans le cas d'un ULOHS, ce critère n'est pas suffisant pour déterminer le comportement du cœur en transitoire. Un autre critère étudié est la température d'étouffement.

L'étouffement est obtenu quand la puissance du cœur est égale à sa puissance résiduelle, i.e. lorsque la puissance neutronique s'annule sous l'effet des contre-réactions. Avec les contre-réactions « best estimate » (calculées en transport Sn3D), l'étouffement est atteint vers 3500 secondes (cf. Figure 52). La température d'étouffement est alors obtenue à cet instant en faisant la moyenne des températures du sodium en entrée (sommier) et en sortie du cœur :

$$T_{\text{étouffement}} = \frac{T_{Na \text{ entrée cœur}} + T_{Na \text{ sortie cœur}}}{2} = \frac{T_{\text{sommier}} + T_{\text{collecteur chaud}}}{2}$$

La température d'étouffement est de 980 °K (inférieur à la température de saturation ≈ 1180 °K). A noter que l'on considère qu'une température d'étouffement supérieure ou égale à 974°C est problématique pour la tenue des structures, du supportage et du confinement. La marge avant ébullition du sodium (cf. Figure 53) est par contre assez importante (plus de 200°C au moment de l'étouffement).

ii. Comparaison CATHARE2 - SAS4A/SASSYS-1

Dans le cadre du benchmark international sur le concept « CFV », le comportement du cœur a été évalué avec deux outils « système » différents afin d'évaluer l'impact des hypothèses de modélisation et le biais entre codes. On souligne le fait que la chaudière modélisée dans cette étude n'est pas autant détaillée que dans le cas précédent afin de simplifier les comparaisons entre codes. Ainsi les résultats obtenus avec CATHARE-2 pour le cas benchmark diffèrent légèrement de ceux obtenus précédemment. Néanmoins, pour la comparaison, les données chaudières et les paramètres neutroniques sont les mêmes avec CATHARE-2 et SAS4A/SASSYS-1 et permettent d'illustrer l'impact de la modélisation et des outils sur le comportement du cœur au cours du transitoire.

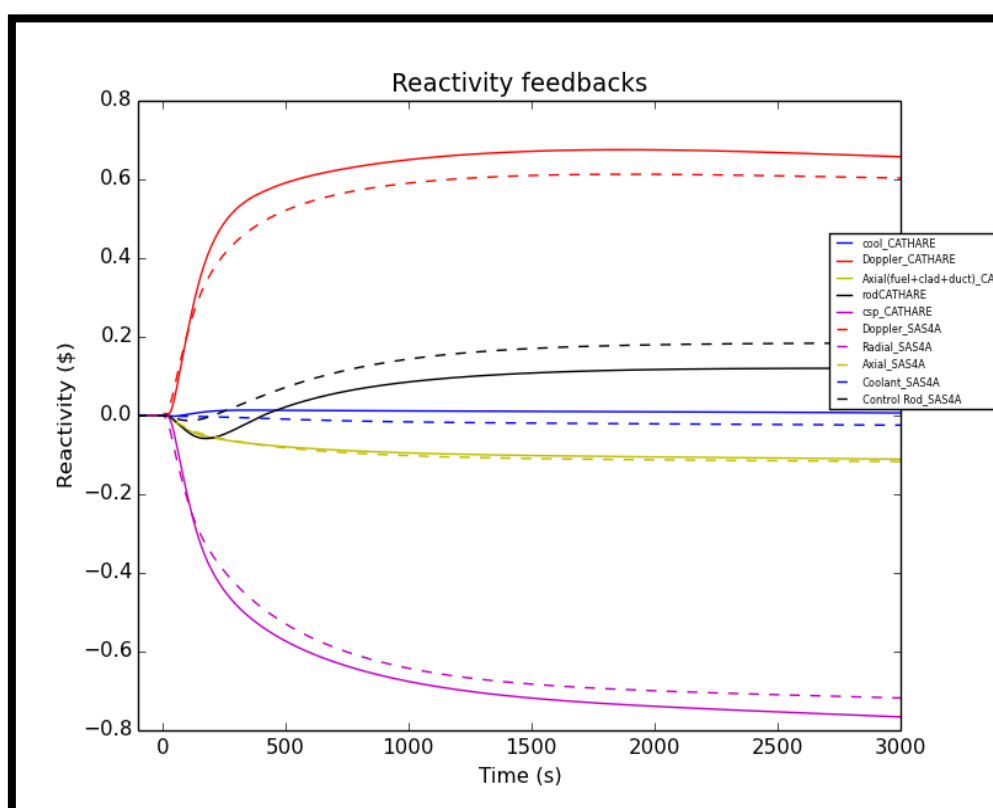


Figure 46 ULOHS Résultats CATHARE-2 & SAS4A/SASSYS-1 basée sur l'utilisation du même jeu de contre-réactions

Globalement, les contributions des différentes contre-réactions au cours du transitoire sont en bon accord avec cependant une contribution positive plus importante de l'effet dilatation différentiel cœur-cuve-barres avec SAS4A/SASSYS-1 mais contrebalancée par un effet Doppler plus faible. L'écart sur la marge est avant ébullition sodium est par contre assez important (cf. Tableau 66) avec une marge plus faible avec CATHARE-2.

Ecarts sur les marges	ULOHS
CATHARE-2 – SAS4A/SASSYS-	-53,4°K

Tableau 66 Ecarts sur les marges en transitoire.

iii. Impact de la méthode de calcul des coefficients de contre-réactions: transport vs diffusion

Les coefficients de contre-réactions neutroniques ont été évalués en approximation de la diffusion avec H3D et en transport exact avec SNATCH et les nouveaux outils de perturbations développés dans PARIS. La comparaison des contributions spatiales (cf. Chapitre II) a montré des compensations entre le centre et la périphérie du cœur pour les différents effets neutroniques avec néanmoins de bon accords sur la valeur globale pour le cœur sauf pour l'effet de dilatation sodium où les écarts sont plus importants.

L'objectif de cette partie est d'évaluer l'impact du calcul des coefficients de contre-réactions en transport exact par rapport à l'approximation de la diffusion sur le comportement du cœur en transitoire. Ainsi, les températures atteintes au cours du transitoire ainsi que les contributions des différentes contre-réactions obtenues à la fois avec des coefficients de contre-réactions calculés en diffusion et en transport sont comparées et permettent d'évaluer l'impact des nouvelles méthodes sur la marge disponible pendant les transitoires.

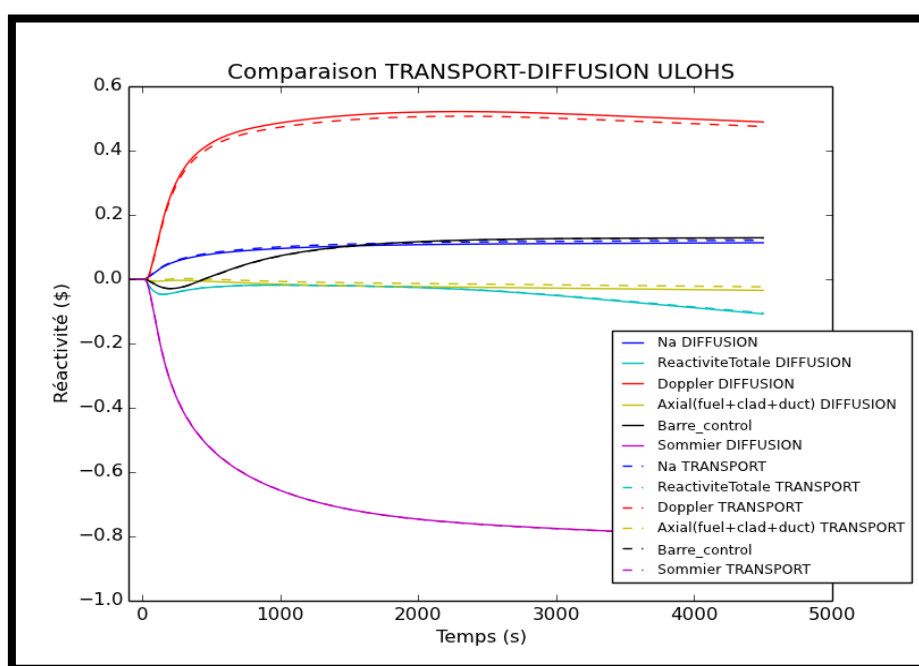


Figure 47 Impact du traitement en transport sur la variation de réactivité pendant un ULOHS avec CATHARE-2

L'utilisation de coefficients de contre-réactions obtenus en transport exact avec SNATCH entraîne un écart de l'ordre de 10 °C sur la marge avant ébullition pendant un ULOHS (cf. Tableau 67). En analysant plus en détail l'impact du transport pour chaque effet neutronique, il apparaît que l'impact est surtout notable pour l'effet de dilatation du sodium

Effet neutronique évalué en théorie du transport	ΔT sur la Marge en °C - (Transport – Diffusion)	
	CATHARE-2	SAS4A/SASSYS-1
Effet Doppler	-0,7	-1,4
Dilatation axiale du combustible	0,2	0,7
Dilatation axiale des gaines	-1,5	-0,1
Dilatation axiale des Tubes Hexagonaux	-0,5	0
Dilatation radiale des gaines	-0,4	¹
Dilatation radiale des Tubes Hexagonaux	-0,2	-
Dilatation radiale du sommier	-0,4	-0,2
Dilatation du sodium	-8,2	-10
Tous les paramètres neutroniques	-10,3	-9,7

Tableau 67 Impact des nouvelles méthodes « best estimate » sur la marge avant ébullition pendant un ULOHS

Finalement, l'utilisation d'une distribution spatiale des coefficients de contre-réactions calculés en transport exact au lieu de la diffusion a un impact limité sur le comportement du cœur CFV pendant un ULOHS. En effet, au cours de ce type de transitoire, les températures atteintes dans le cœur sont assez homogènes, les effets de dilatations sont ainsi du même ordre entre le centre et la périphérie du cœur. Les bons accords observés, au niveau neutronique, sur les coefficients de contre-réaction globaux entre le transport exact et la diffusion conduisent alors à un comportement similaire entre les deux simulations. L'impact du solveur neutronique est finalement relativement faible par rapport au biais de l'ordre de 50 °C entre les codes résultant entre autre des hypothèses de modélisation. Néanmoins dans une démarche d'amélioration des méthodes de calcul, l'utilisation de solveurs modernes basés sur des méthodes Sn3D pour l'évaluation des données neutroniques permet une réduction du biais de méthode et une évaluation plus précise du comportement du cœur pendant les transitoires.

Par ailleurs, une étude supplémentaire a été réalisée pour évaluer l'impact de l'utilisation de coefficient de dilatation du sodium obtenus pour une perturbation de 5% au lieu de 1 %. Cet impact est quasi nul (< 1°C) sur la marge au cours du transitoire. Ainsi, l'hypothèse qui consiste à utiliser les coefficients obtenu pour une perturbation de 1% pour les différentes valeurs de perturbation semble à priori suffisante pour l'analyse de ce transitoire.

¹ La dilatation radiale des gaines et des tubes hexagonaux a tout d'abord été négligé dans le modèle SAS4A/SASSYS-1. Cette contribution a été dans un deuxième temps ajouté à la dilatation du sodium. L'impact de cet effet neutronique est considéré négligeable avec SAS4A/SASSYS-1.

b) Comportement naturel pendant un transitoire de type ULOSSP

i. Comportement du réacteur, évaluation best estimate

Le transitoire ULOSSP (Unprotected Loss of Supply Station Power) est un manque de tension généralisé conduisant à la perte combinée du débit primaire (perte des pompes primaires) et du refroidissement (perte des pompes secondaires) sans chute des barres de contrôle et d'arrêt et sans reprise du débit par un système actif.

Au cours du transitoire, les températures en sortie cœur (cf. Figure 56) augmentent fortement pour atteindre un pic vers 800 secondes (marge avant ébullition sodium de 46 °C) puis diminuent légèrement lorsque la puissance neutronique est faible et que la circulation naturelle se met en place.

La puissance neutronique chute rapidement en début de transitoire sous l'effet d'une insertion globale d'anti-réactivité significative dans les premières 500 secondes (cf. Figure 57). La baisse de puissance entraîne une baisse de la température combustible et un effet Doppler positif. Néanmoins, les contre-réactions à dynamique rapide (cf. Figure 58), effet de vide, dilatation du combustible et des tiges de barres compensent celle du Doppler et créent un pic d'anti-réactivité suffisant pour étouffer le cœur. La réactivité globale reste sensiblement négative au cours du transitoire par l'action retardée de dilatation du sommier.

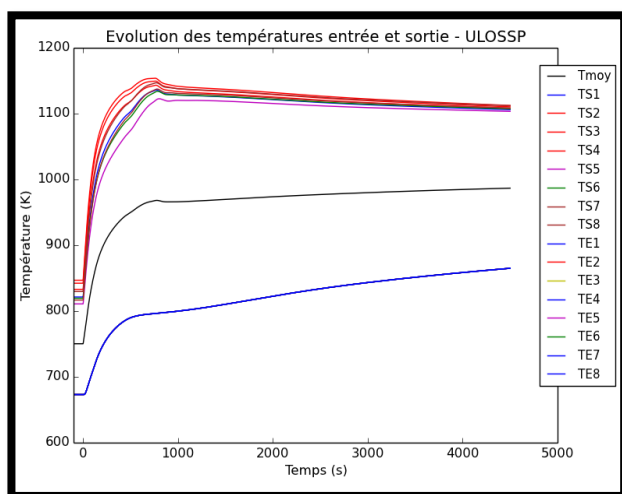


Figure 48 Evaluation des températures « entrée et sortie » de chaque dérivation pendant un ULOSSP

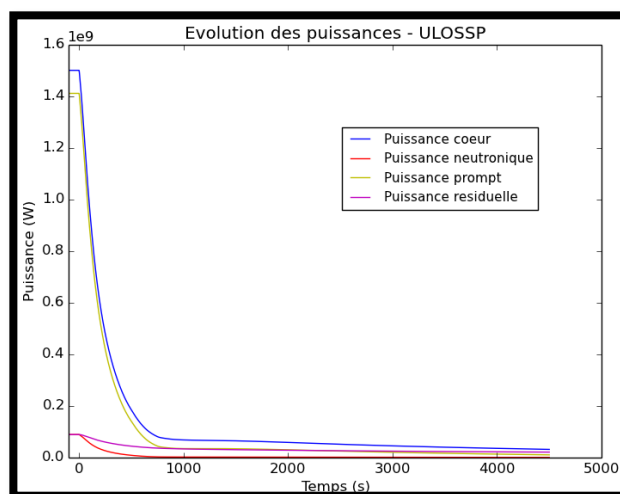


Figure 49 Evolution des puissances pendant un ULOSSP

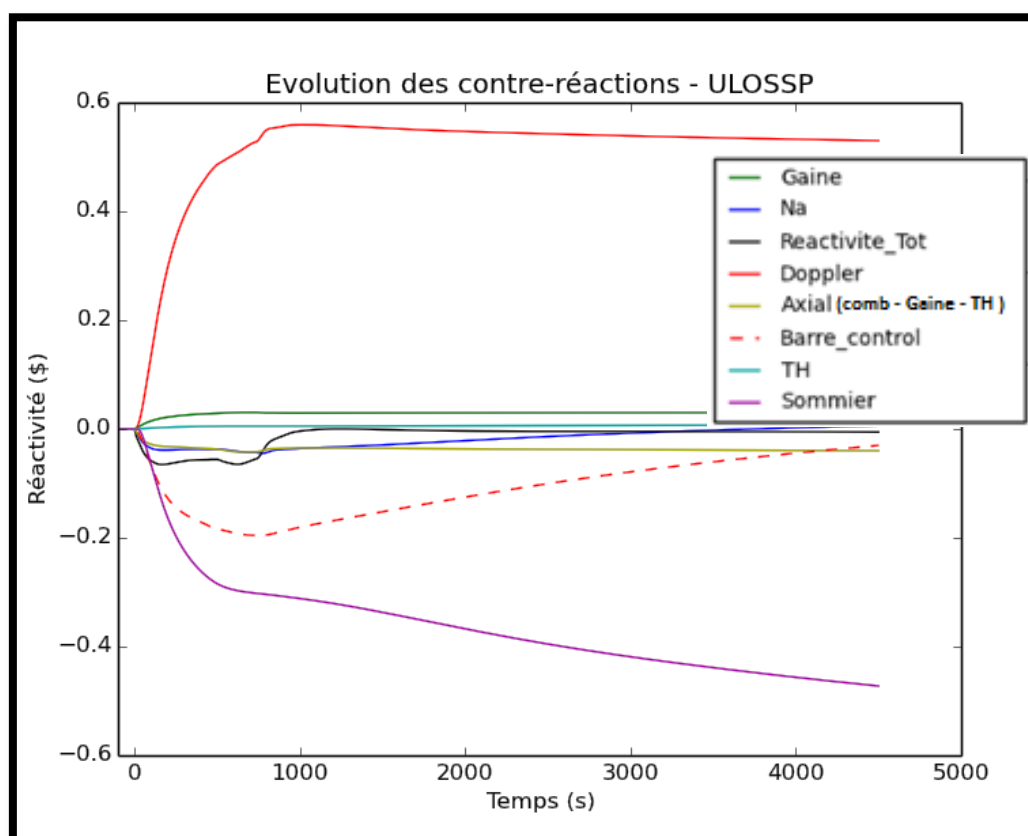


Figure 50 Evolution des contre-réactions pendant un ULOSSP

Alors que le coefficient de contre-réaction global cœur associé à l'effet de dilatation sodium du concept CFV est quasiment nul, la contribution en réactivité de la dilatation du sodium est négative pendant l'ULOSSP et notamment en début de transitoire.

Avec ce type de scénario, l'échauffement du sodium dans l'assemblage est une fonction croissante de l'élévation (cf. Figure 59). L'augmentation de température la plus élevée, et par conséquent la variation de densité du sodium la plus importante correspondent ainsi à la zone supérieure du cœur.

Les coefficients de contre-réactions changeant de signe à partir de l'interface entre la zone fissile supérieure du cœur et du plénum (avec une contribution très négative en partie supérieure) associés à cette augmentation de température jusqu'au moment du pic induisent

une contre réaction globale de dilatation sodium négative.

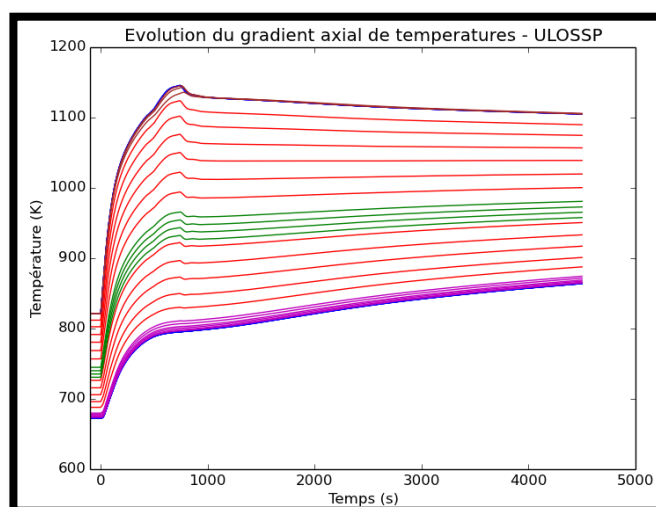


Figure 51 Echauffement du sodium dans le canal chaud

ii. Comparaison CATHARE2 - SAS4A/SASSYS-1

Comme en ULOHS, le comportement du cœur a été évalué avec CATHARE-2 et SAS4A/SASSYS-1 pendant un transitoire de type ULOSSP en utilisant le même jeu de contre-réactions.

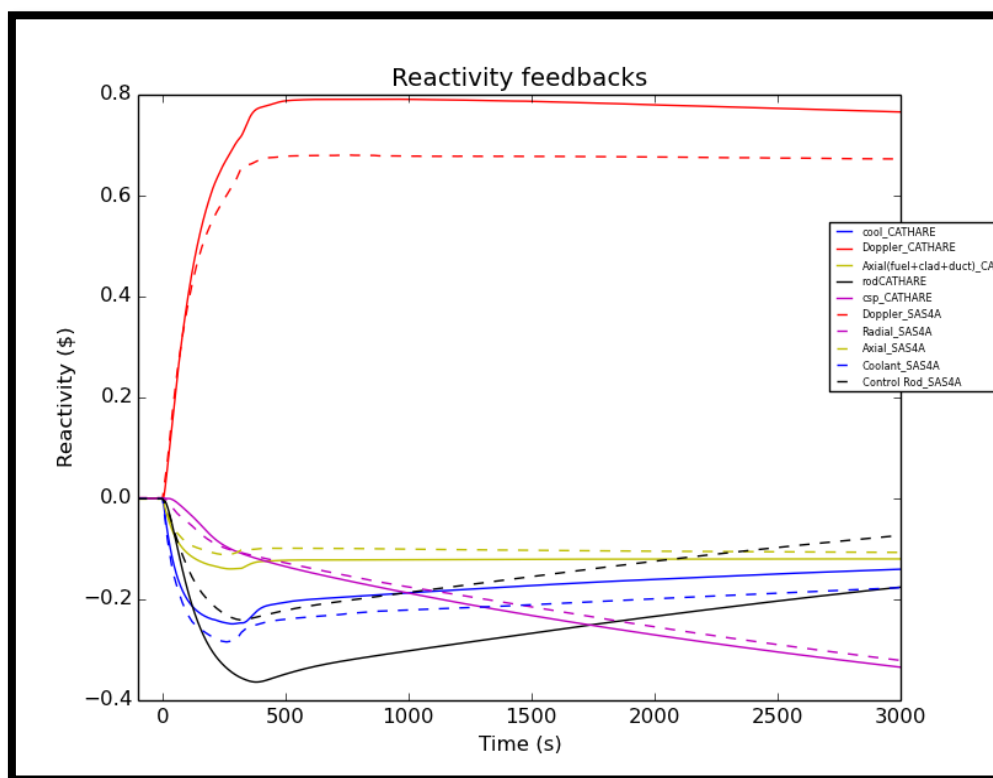


Figure 52 ULOSSP Résultats SAS4A & CATHARE-2 basée sur l'utilisation du même jeu de contre-réactions

Globalement, les contributions de différentes contre-réactions sont similaires sauf pour l'effet Doppler et la contre-réaction de dilatations différentielles des barres, de la cuve et du cœur. Les écarts entre codes pour ces deux effets neutroniques se compensent avec une contribution de l'effet Doppler plus négative avec SAS4A/SASSYS-1 alors que l'effet de dilatation « des barres » est plus négatif avec CATHARE-2. En ce qui concerne le pic de température sodium pendant le transitoire, la température atteinte avec CATHRE est plus élevée. Par conséquent, la marge avant ébullition sodium est plus faible avec CATHARE-2 avec un écart de l'ordre de 33 °C avec SAS4A/SASSYS-1 (cf. Tableau 68).

Ecarts sur les marges	ULOSSP
CATHARE-2 – SAS4A/SASSYS-1	-32,7 °K

Tableau 68 Ecarts sur les marges en transitoire.

iii. Impact du calcul des contre-réactions: transport vs diffusion

Comme pour le transitoire ULOHS, l'impact du traitement en transport exact par rapport à l'approximation de la diffusion pour le calcul des coefficients de contre-réaction neutronique a été évalué pour un transitoire de type ULOSSP. L'impact en ULOSSP est un plus important et de l'ordre de 8 °C sur la marge avant ébullition sodium avec CATHARE-2 et de 5 °C avec SAS4A/SASSYS-1.

Effet neutronique évalué en théorie du transport	ΔT sur la Marge en °C - (Transport – Diffusion)	
	CATHARE-2	SAS4A/SASSYS-1
Effet Doppler	0,3	0,05
Dilatation axiale du combustible	0,5	1,5
Dilatation axiale des gaines	0,9	-0,2
Dilatation axiale des Tubes Hexagonaux	-0,7	-
Dilatation radiale des gaines	-1,4	-
Dilatation radiale des Tubes Hexagonaux	0,8	-
Dilatation radiale du sommier	-0,2	0,02
Dilatation du sodium	-5,6	-5,6
Tous les paramètres neutroniques	-7,9	-4,8

Tableau 69 Impact des nouvelles méthodes « best estimate » sur la marge avant ébullition pendant un ULOSSP

L'impact du solveur neutronique est finalement relativement faible par rapport au biais de l'ordre de 30 °C entre les codes résultant entre autre des hypothèses de modélisation. Néanmoins dans une démarche d'amélioration des méthodes de calcul, l'utilisation de solveurs modernes basés sur des méthodes Sn3D pour l'évaluation des données neutroniques permet une évaluation précise des effets neutroniques locaux.

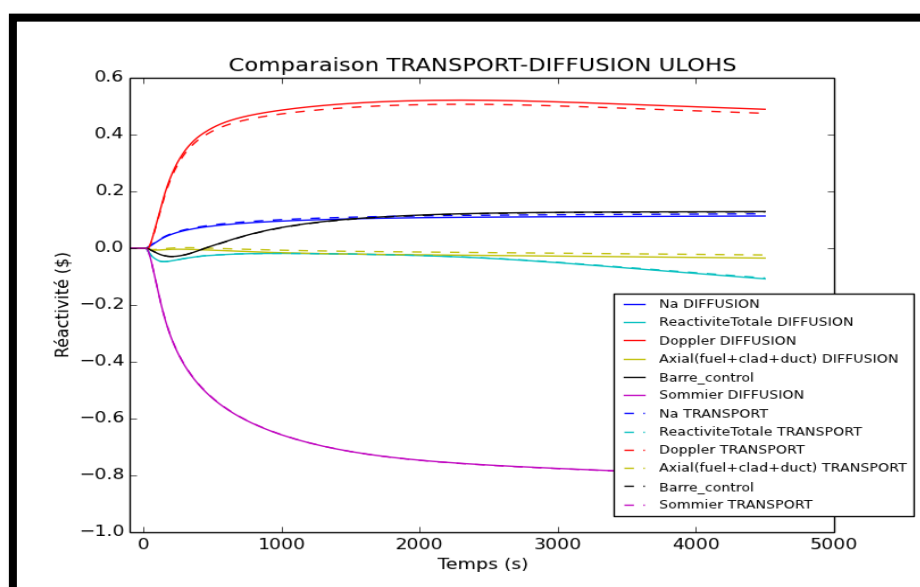


Figure 53 Impact du traitement en transport sur la variation de réactivité pendant un ULOHS avec CATHARE-2

Les modélisations actuelles des cœurs avec les codes « système » se basent sur des maillages reposants sur un regroupement des assemblages en dérivations. Cette approche conduit à moyenner les contre-réactions et ainsi négliger les compensations entre les zones du cœur. Cependant l'amélioration continue des outils de simulations permet de modéliser de plus en plus finement les cœurs de réacteur. Cette finesse de modélisation associée à des méthodes plus robustes pour évaluer les effets neutroniques vont conduire à une réduction du biais de méthode et une évaluation plus précise du comportement du cœur pendant les transitoires.

Une étude supplémentaire a été réalisée pour évaluer l'écart sur la marge avant ébullition résultant de l'utilisation d'une part des coefficients de dilatation sodium obtenus pour une perturbation de 1 % et d'autre part avec une perturbation de 5 %. Les résultats montrent, comme pour l'ULOHS, de très bons accords sur le comportement du cœur et sur le niveau des marges avant ébullition des deux simulations avec un écart sur la marge inférieur à 1°C.

B. Méthodologie pour l'évaluation des marges de sûreté pendant les transitoires

1. Propagation des incertitudes pendant les transitoires

a) Méthodologie

L'incertitude sur les marges de sûreté pendant les transitoires peut être déterminée suivant deux approches :

- Avec une approche déterministe : cette évaluation consiste tout d'abord à prendre des valeurs pessimistes pour un certain nombre de paramètres d'entrée considérés importants pour la sûreté, et à vérifier ensuite la marge par rapport à la température d'ébullition au moment du pic de température en sortie d'assemblage.
- Avec une approche probabiliste [Dev04] [Ioo09] : les incertitudes des paramètres d'entrée sont considérées explicitement sous forme de distributions de probabilité. A partir des lois de probabilité de chacun des paramètres incertains, un grand nombre d'échantillons des paramètres d'entrée est tiré aléatoirement et pour chaque échantillon, un calcul thermo-hydraulique est effectué. Cette méthode permet alors d'obtenir une distribution de probabilité de la température en sortie d'assemblage et ainsi d'en déduire plusieurs résultats importants, comme :
 - la probabilité de dépasser le critère (la température d'ébullition ou une température d'étouffement trop élevée),
 - l'écart entre un quantile élevé de la distribution de la température en sortie d'assemblage et le critère,
 - la détermination des paramètres d'entrée qui influencent le plus sensiblement cette marge à l'ébullition.

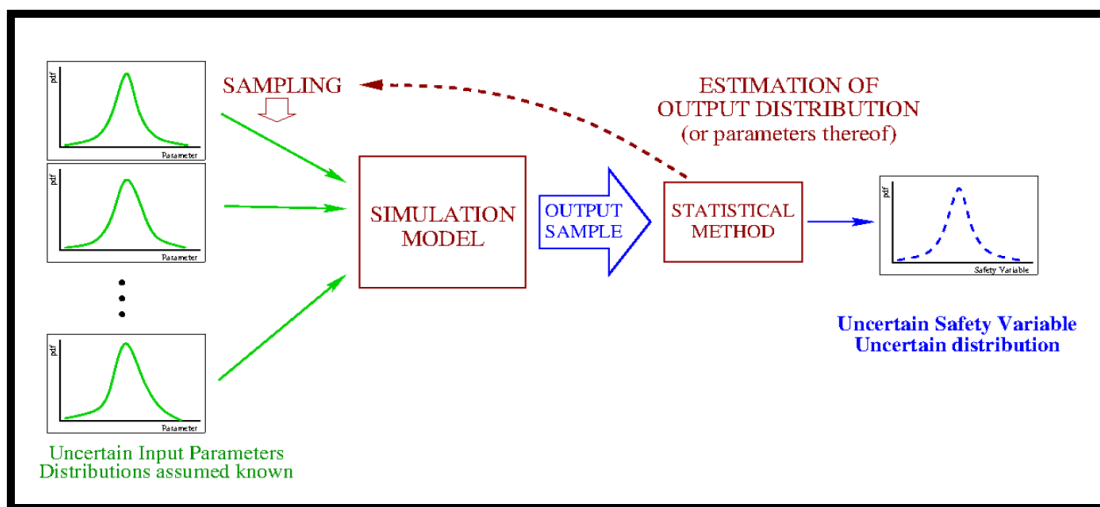


Figure 54 Méthode probabiliste de propagation des incertitudes

La méthode utilisée dans le cadre de ce travail se base sur l'approche probabiliste et nécessite donc un nombre très important de simulations pour avoir une statistique suffisante. Afin de diminuer le nombre de simulations nécessaires, la méthode des hypercubes latins connue sous le nom de LHS (Latin Hypercube Sampling) a été utilisée pour générer les variables d'entrée. Cette méthode consiste à découper l'intervalle de variation de chaque paramètre en N segments de probabilités égales et à répartir uniformément N points d'échantillon de telle sorte que chaque segment soit représenté une fois. Cette méthode évite ainsi qu'il y ait des zones sous-échantillonnées et d'autres sur-échantillonnées avec un nombre de tirages plus limité que la méthode de Monte Carlo standard.

Le principal critère d'évaluation du comportement naturel est la non-ébullition du sodium à court terme au cours de transitoire. L'incertitude sur la marge avant ébullition est définie par l'intervalle correspondant à 95% de chance de ne pas aller à la température d'ébullition (i.e. le quantile à 5% de la marge avant ébullition du sodium).

Remarque :

- La durée moyenne d'un calcul CATHARE-2 est d'environ 4 heures, cependant l'utilisation de calculateurs multiprocesseurs au CEA permet de réaliser plusieurs centaines de calculs simultanément.

b) Données utilisées : limite actuelle

L'analyse probabiliste qui intervient en phase de conception du réacteur ASTRID fait un certain nombre d'hypothèses sur le scénario et sur la modélisation probabiliste des paramètres incertains. Le travail présenté ici se concentre uniquement sur l'analyse de la propagation des incertitudes issues des paramètres neutroniques. Néanmoins des études sont actuellement menées au CEA pour propager les incertitudes issues de l'ensemble des données d'entrée et pour analyser l'impact des différentes hypothèses des scénarios de transitoires.

Actuellement, les incertitudes prises en compte sur les contre-réactions neutroniques correspondent à l'incertitude relative (exprimée en %) de la contre-réaction globale (cœur entier).

Suivant cette hypothèse, l'incertitude relative est donc la même pour chaque coefficient local de contre-réaction associé au même effet neutronique. Par ailleurs, les corrélations entre les paramètres d'entrée résultant par exemple de l'utilisation de la même bibliothèque de données nucléaires pour évaluer les grandeurs neutroniques ne sont pas prises en compte et les paramètres d'entrée sont considérés indépendants. Ces hypothèses peuvent entraîner une mauvaise évaluation des incertitudes pendant les transitoires avec comme conséquence possible une surévaluation des marges avant ébullition sodium ou fusion du combustible.

2. Evaluation d'incertitudes locales corrélées

Dans le but d'obtenir des incertitudes les plus précises possibles lors des calculs de transitoires, il semble donc plus rigoureux de calculer des incertitudes locales associées aux différents coefficients locaux de contre-réactions utilisés pour simuler le comportement du cœur pendant les transitoires.

Un moyen pour calculer les incertitudes affectant les différents coefficients locaux de contre réaction pourrait consister à calculer des sensibilités locales (suivant un maillage identique à celui des coefficients locaux de contre-réactions) et à appliquer la « formule du sandwich » dans chacune des mailles de calcul (i).

$$\sigma_i = \sqrt{S_i D S_i^T}$$

Cependant, en utilisant cette méthode, l'incertitude globale n'est pas conservée et l'incertitude est fortement sous-estimée.

$$\sigma_{global} \neq \sum_i \sigma_i^2$$

Afin d'évaluer les corrélations entre les différents paramètres locaux, il est possible de réécrire la formule du sandwich à partir des sensibilités locales.

A partir de la formule utilisée pour calculer des incertitudes « formule du sandwich » :

$$\sigma = \sqrt{S D S^T}$$

Et en exprimant la sensibilité sur le cœur comme la somme de sensibilités locales i :

$$S = \sum_i S_i$$

L'expression de l'incertitude devient :

$$\sigma = \sqrt{\sum_i S_i D \sum_i S_i^T}$$

En développant l'expression précédente, on obtient alors:

$$\sigma = \sqrt{\sum_i (S_i D S_i^T) + \sum_{i,j \text{ with } i \neq j} (S_i D S_j^T)}$$

En écrivant l'incertitude locale de la façon suivante :

$$\sigma_i = \sqrt{S_i D S_i^T + \frac{S_i D \sum_{j,j \neq i} (S_j^T) + \sum_{j,j \neq i} (S_j) D S_i^T}{2}}$$

Il est alors possible d'écrire l'incertitude globale sur le cœur comme la somme quadratique des incertitudes locales avec les corrélations entre les paramètres locaux directement intégrées dans la valeur de l'incertitude locale :

$$\sigma = \sqrt{\sum_i \sigma_i^2}$$

Avec cette méthode, l'incertitude globale (somme quadratique des incertitudes locales) est conservée. Cette méthode permet donc une évaluation des incertitudes affectant chaque coefficient local.

La comparaison sur l'effet Doppler entre une incertitude globale (de 4.7%¹) affectée pour chaque maille et une évaluation précise des incertitudes locales est présentée dans le tableau suivant.

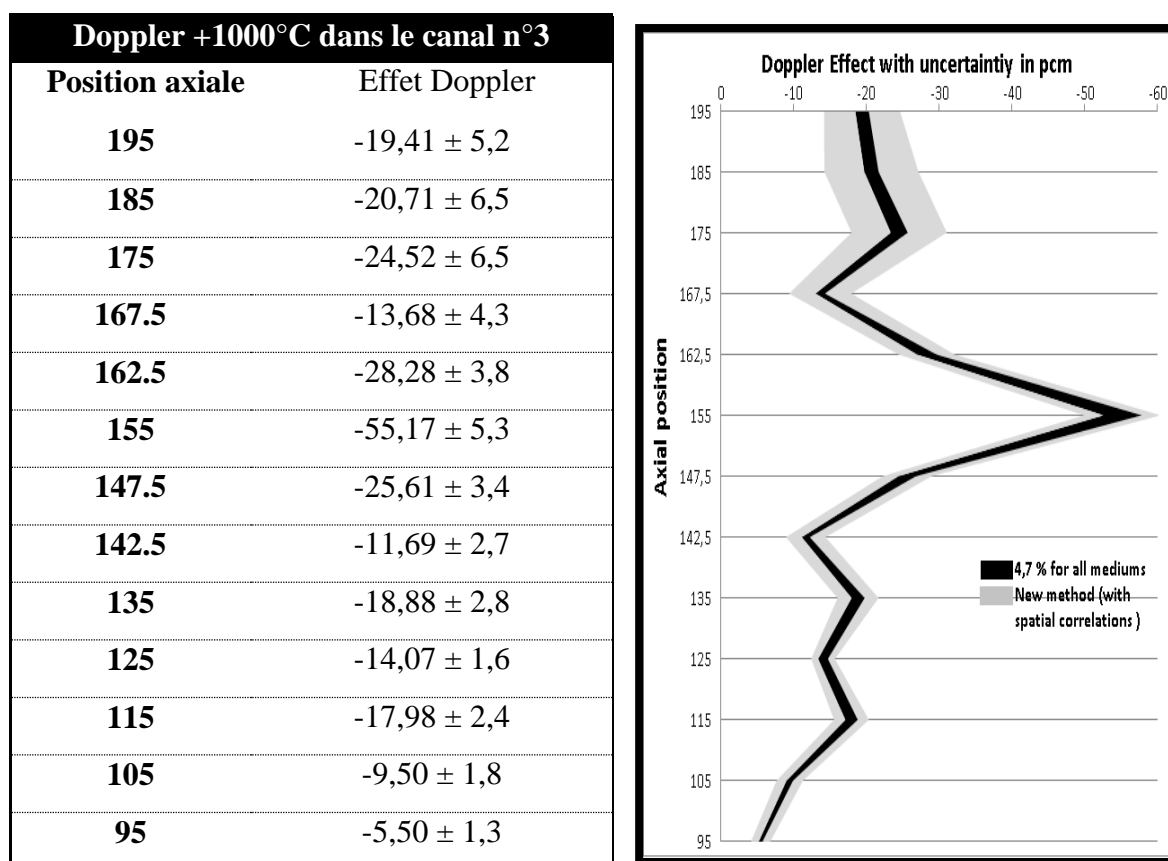


Tableau 70 Illustration du calcul d'incertitudes locales pour l'effet Doppler

Les incertitudes locales obtenues avec la nouvelle méthode (en gris) sont très différentes de celles obtenues en appliquant l'incertitude globale dans chaque maille (en noir) avec cependant une incertitude globale identique. Les incertitudes locales avec les corrélations sont notamment plus importantes dans les mailles avec une faible valeur du coefficient de contre-réaction et permettront une meilleure évaluation des marges en transitoire.

Une variante de cette méthode permet également d'exprimer l'incertitude sous la forme d'une matrice de variance-covariances. Les variances correspondant aux incertitudes locales sans prise en compte des corrélations spatiales et les covariances correspondant aux corrélations entre les zones du

¹ : La somme quadratique des incertitudes sans corrélations donne une incertitude totale de 3.2 %

cœur. Pour obtenir cette matrice, il faut exprimer la variance de la contre-réaction (total cœur) à partir des sensibilités locales :

$$\sigma^2 = \sum_i (S_i D S_i^T) + \sum_{i,j \text{ with } i \neq j} (S_i D S_j^T)$$

Il est alors possible d'extraire des variances et covariance entre les paramètres locaux :

$$\sigma_i^2 = \sum_i (S_i D S_i^T) \text{ et } \text{cov}(i, j)_{i \neq j} = (S_i D S_j^T) + (S_j D S_i^T)$$

Soit en format matriciel (exemple pour 4 milieux ou 4 positions spatiales) :

	S_1^T	S_2^T	S_3^T	S_4^T
$S_1 D$	$S_1 D S_1^T$	$S_1 D S_2^T$	$S_1 D S_3^T$	$S_1 D S_4^T$
$S_2 D$	$S_2 D S_1^T$	$S_2 D S_2^T$	$S_2 D S_3^T$	$S_2 D S_4^T$
$S_3 D$	$S_3 D S_1^T$	$S_3 D S_2^T$	$S_3 D S_3^T$	$S_3 D S_4^T$
$S_4 D$	$S_4 D S_1^T$	$S_4 D S_2^T$	$S_4 D S_3^T$	$S_4 D S_4^T$

Tableau 71 Format de la matrice de covariance pour les contre-réactions

Par ailleurs, il est également possible de prendre en compte les corrélations entre contre-réactions (incertitudes obtenues à partir du même jeu de données nucléaires) en écrivant la covariance entre deux contre-réactions :

$$\text{cov}(a, b) = (S_a D S_b^T) + (S_b D S_a^T)$$

Si l'on prend en compte les corrélations entre les coefficients locaux, l'expression peut devenir plus complexe mais en définitive on obtient une matrice de covariance pour l'ensemble des coefficients locaux de contre-réactions utilisés pour simuler les transitoires incidentels.

Les matrices de covariances¹ des paramètres neutroniques (corrélation spatiale et corrélations entre grandeurs neutroniques) peuvent être alors utilisées pour réaliser des tirages aléatoires corrélés avec par exemple l'outil de propagation d'incertitude du CEA (URANIE) [Gau10]. Cet outil est capable de réaliser une décomposition de Choleski à partir de données d'entrée corrélées et de produire ensuite des distributions de variables aléatoires corrélées.

¹ Les matrices générées pour les cas d'études de ce chapitre ne sont pas ajoutées au document étant donnée le nombre important de mailles de calculs neutroniques du design CFV.

C. Propagation des incertitudes pendant les transitoires

Dans cette partie, les incertitudes sur les paramètres neutroniques utilisés pour simuler le comportement du cœur pendant les transitoires (ULOHS & ULOSSP) sont propagées afin d'obtenir les distributions de la température sodium maximale atteinte dans le cœur. Plusieurs propagations d'incertitudes permettent d'une part d'analyser les différentes contributions à l'incertitude sur la marge avant ébullition et d'autre part d'identifier les contributeurs majoritaires. Les distributions obtenues avec les nouvelles méthodes (incertitudes locales avec intégration des corrélations) sont comparées aux distributions obtenues en utilisant les incertitudes obtenues sur les valeurs globales de contre-réactions. Les quatre méthodes utilisées et comparées pour propager les incertitudes sont les suivantes :

- incertitude globale affectée à chaque coefficient $\sigma = \sqrt{SDS^T}$ (incertitude constante),
- incertitudes locales sans prise en compte des corrélations entre paramètres neutroniques

$$\sigma_i = \sqrt{S_i D S_i^T} \quad \& \quad \sigma = \sqrt{\sum_i \sigma_i^2},$$

- incertitudes locales avec corrélations intégrées dans les incertitudes locales

$$\sigma_i = \sqrt{S_i D S_i^T + \frac{S_i D \sum_{j, j \neq i} (S_j^T) + \sum_{j, j \neq i} (S_j) D S_i^T}{2}},$$

- utilisation d'une matrice de variances-covariances des paramètres neutroniques locaux.

$$\left\{ \begin{array}{l} \sigma_i^2 = \sum_i (S_i D S_i^T) \\ \text{cov} = \sum_{i, j \text{ with } i \neq j} (S_i D S_j^T) \end{array} \right.$$

Les incertitudes globales en fin de cycle sur les paramètres neutroniques utilisés (tableau 72) prennent seulement en compte la propagation des incertitudes issues des données nucléaires à travers l'équation du transport (les incertitudes ne tiennent pas compte de la contribution des incertitudes issues des concentrations à travers les équations de Bateman et celles à caractères technologiques).

Paramètres neutronique	incertitude globale
Distribution de puissance	0,5 %
Beta effectif & lambda	3,5 % & 2,5 %
Poids du rideau de barres	2,5 %
Dilatation Na	116% de 1 pcm
Par composante : Positive/Négative	7% de 15 pcm / 2,5% de -14 pcm
Effet Doppler	4,7 %
Dilatation du combustible	2,5 %
Dilatation axiale des TH	5 %
Dilatation axiale des gaines	3,5 %
Dilatations radiales du sommier	1,8 %

Tableau 72 Incertitudes sur les paramètres neutroniques prises en compte pour les transitoires

1. Propagation des incertitudes neutroniques en ULOHS

a) Incertitudes issues de l'ensemble des paramètres neutroniques

Les incertitudes issues des différents paramètres neutroniques intervenant dans la simulation du transitoire (cf. Tableau 72) sont propagées suivant les quatre méthodes détaillées précédemment. L'évolution des effets en réactivité associés à chaque contre-réaction ainsi que la variation de réactivité globale obtenue avec les différentes méthodes (cf. Figures 63, 64, 65 et 66) montrent des écarts importants sur la dispersion des contre-réactions au cours du transitoire.

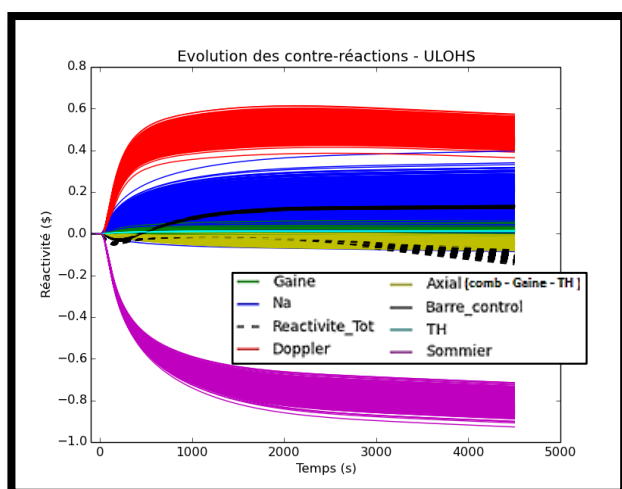


Figure 55 ULOHS - Evolution des contre-réactions avec σ constantes

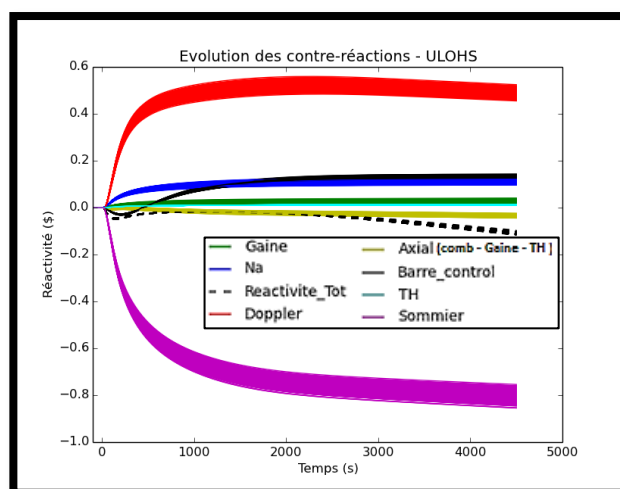


Figure 56 ULOHS - Evolution des contre-réactions avec σ locales sans corrélation

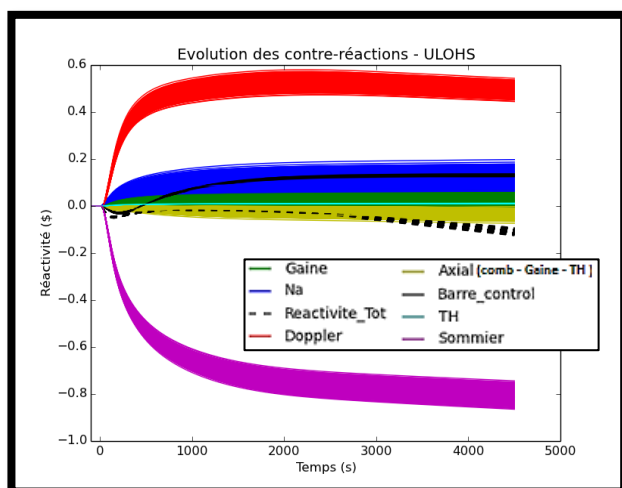


Figure 57 ULOHS - Evolution des contre-réactions avec σ (corrélations intégrées)

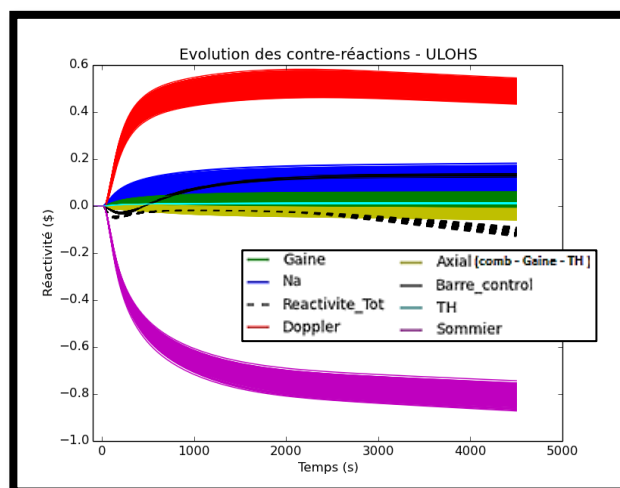


Figure 58 ULOHS - Evolution des contre-réactions avec σ sous la forme de matrice

La dispersion des contributions de chaque contre-réaction est très importante en utilisant des incertitudes globales (incertitude constante pour chaque coefficient local) alors que l'utilisation des incertitudes locales (sans corrélation) entraîne une dispersion beaucoup plus faible des contributions

des contre-réactions. Les deux propagations basées sur l'utilisation d'incertitudes locales qui tiennent compte des corrélations entre paramètres présentent des dispersions assez similaires et de niveaux intermédiaires par rapport aux deux cas précédents.

Bien que les écarts soient assez importants en ce qui concerne les dispersions de chaque contre-réaction neutronique entre les différentes méthodes, les dispersions des réactivités totales sont assez limitées. La dispersion de la variation de réactivité globale est ainsi le résultat de compensations entre les effets neutroniques. Néanmoins, cet impact limité entraîne des distributions de marge avant ébullition sodium très différentes entre les méthodes de propagation (cf. Figures 67, 68, 69 et 70).

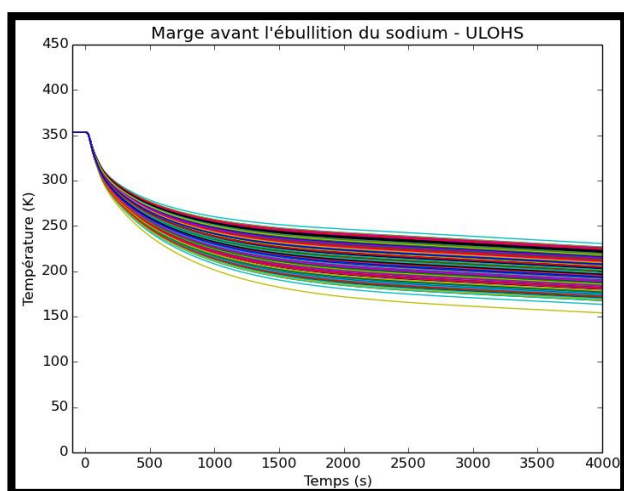


Figure 59 ULOHS – Dispersion de la marge avec σ globales

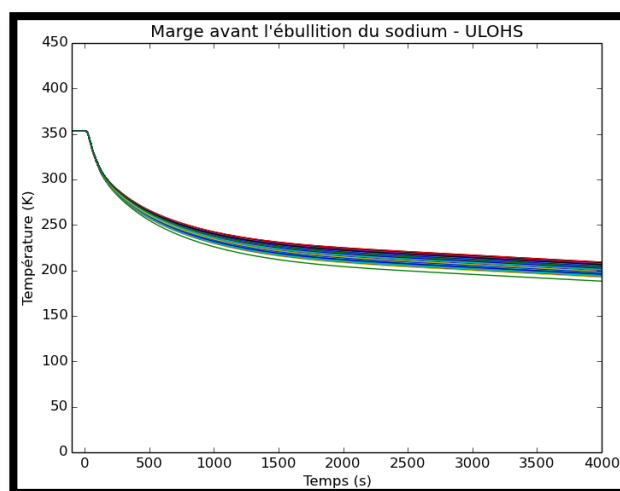


Figure 60 Dispersion de la marge avec σ locales sans corrélation

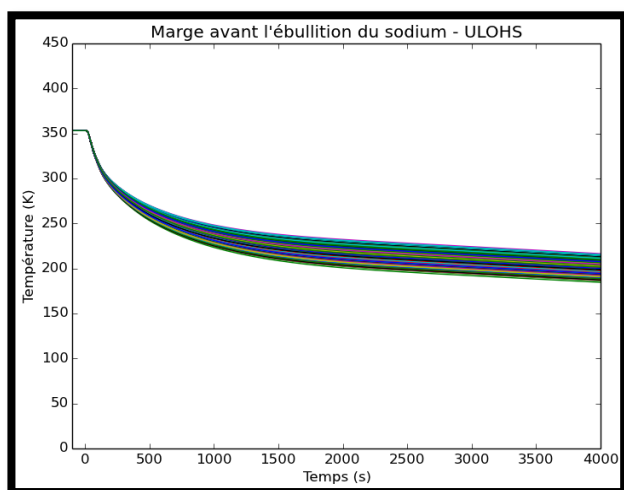


Figure 61 Dispersion de la marge avec σ (corrélations intégrées)

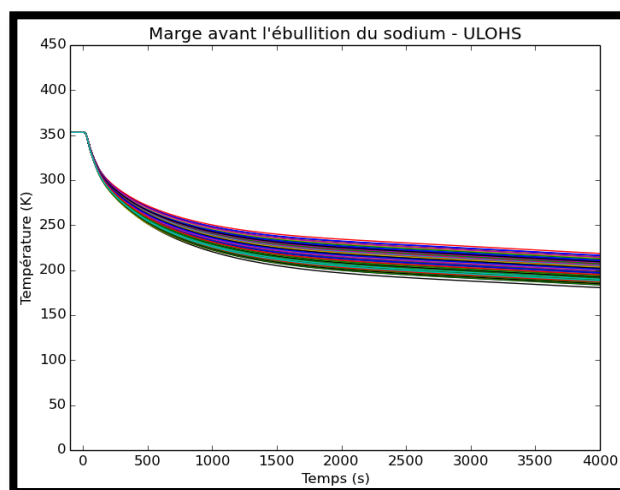


Figure 62 Dispersion de la marge avec σ sous la forme de matrice

La distribution obtenue avec des incertitudes globales (cf. Figure 67) est la plus dispersée autour de la valeur centrée avec comme conséquence une incertitude sur la marge plus importante. L'approximation qui consiste à utiliser des incertitudes globales pour chaque paramètre neutronique

local a donc un impact important sur l'évaluation du comportement du cœur en transitoire et sur le niveau des marges de sûreté. Néanmoins, l'utilisation de cette méthode, dans ce cas d'étude, donne des résultats plus conservatifs, mais rigoureusement « non-exacts » car ne convenant pas à l'incertitude globale, du point de vue de la sûreté, avec un quantile à 5% à 178 °C en ULOHS (cf. Figure 71). Cette approche peut toutefois s'avérer pénalisante dans l'optique d'une amélioration des performances du cœur lors de la phase de conception.

L'utilisation des incertitudes locales sans corrélation (cf. Figure 72) entraîne une dispersion nettement plus faible de la marge avant ébullition et par conséquent une incertitude associée réduite. Cette méthode ne conserve par l'incertitude globale sur le cœur et entraîne une surestimation importante des marges disponibles pendant le transitoire (marge de 194°C). La perte d'information associée à la non-prise en compte des corrélations entre paramètres (hypothèse qui consiste à considérer les paramètres neutroniques indépendants) peut ainsi amener le concepteur à considérer des marges insuffisantes avec des conséquences notables pour la tenue du réacteur en cas de transitoire.

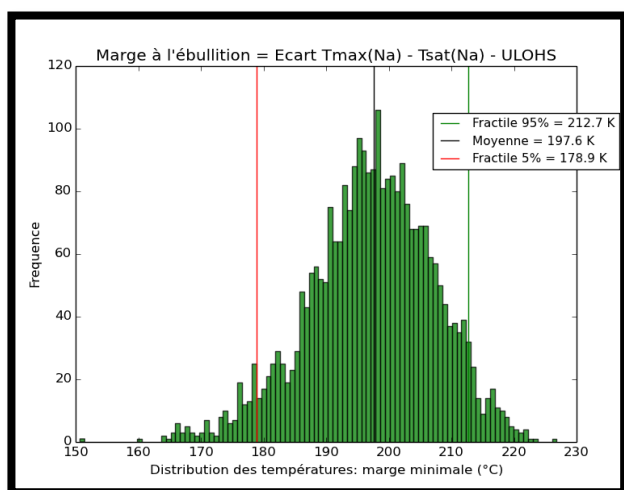


Figure 63 ULOHS – Distribution de la marge avec σ constantes

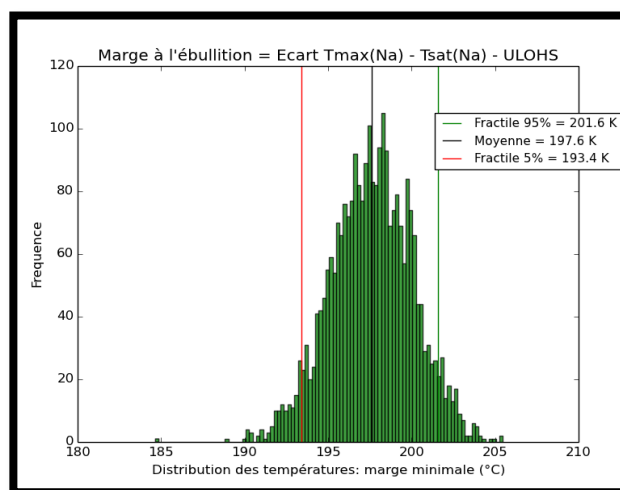


Figure 64 ULOHS – Distribution de la marge avec σ locales sans corrélation

Les deux méthodes basées sur l'utilisation d'incertitudes locales avec la prise en compte des corrélations (cf. Figures 73 et 74) entraînent une dispersion similaire entre elles. L'utilisation de la matrice de covariances des paramètres neutroniques permet une évaluation très précise des incertitudes sur les températures atteintes au cours du transitoire. La méthode avec les corrélations intégrées, plus simple à mettre en œuvre, surestime le quantile de seulement 2 °C par rapport au cas avec la matrice complète. Cette approche plus simple à mettre en œuvre permet donc une bonne estimation du quantile et ne nécessite pas d'outil spécifique pour corréler les lois de distribution lors du tirage.

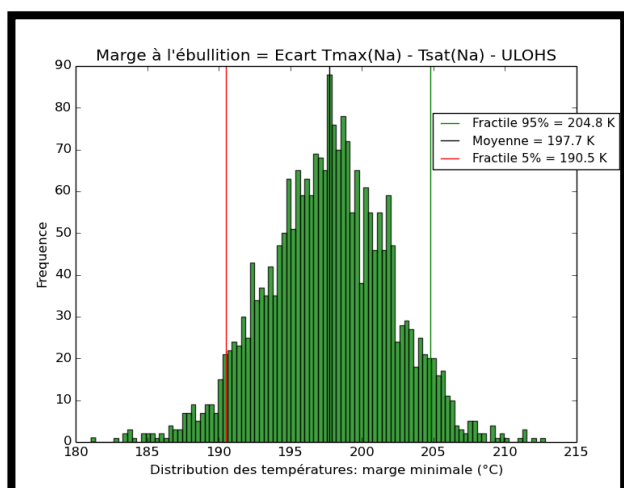


Figure 65 ULOHS – Distribution de la marge avec σ (corrélations intégrées)

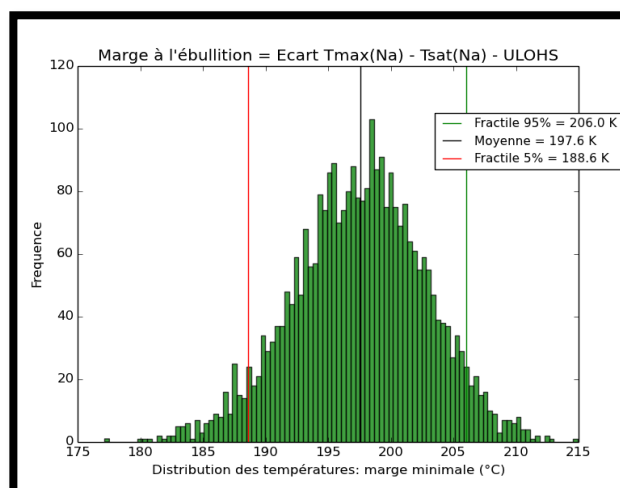


Figure 66 ULOHS – Distribution de la marge avec σ sous la forme de matrice

Les figures suivantes illustrent le niveau des quantiles à 95 % et 5% associés aux précédentes distributions.

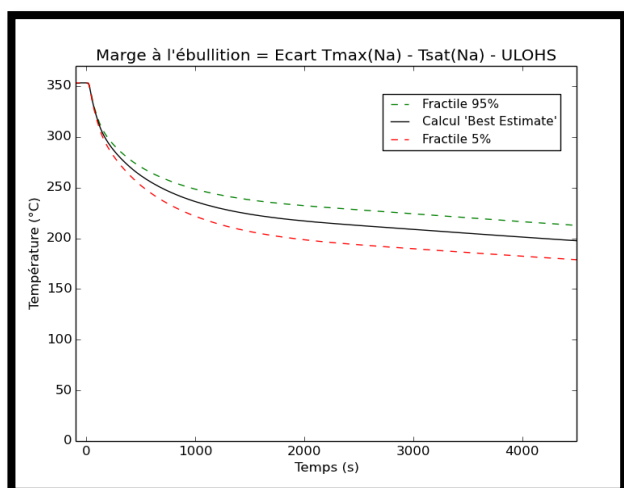


Figure 67 ULOHS – Marge et quantiles avec σ constantes

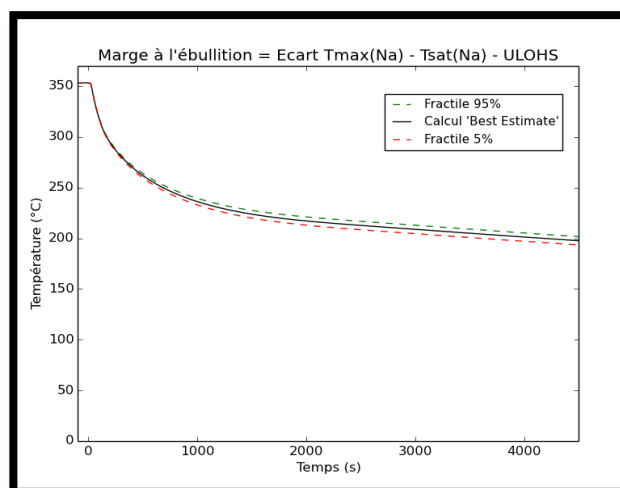
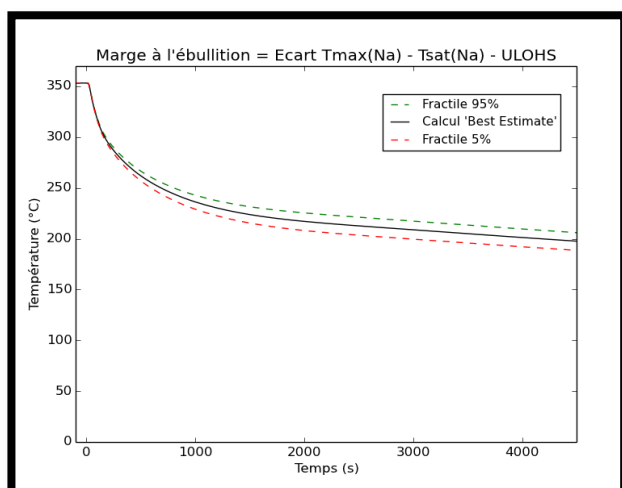
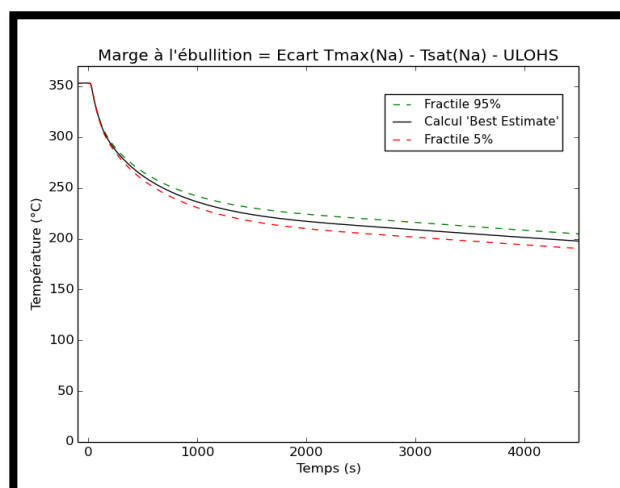


Figure 68 Marge et quantiles avec σ locales sans corrélation

L'utilisation de la nouvelle méthodologie permet une estimation plus précise des incertitudes sur les paramètres d'intérêt en transitoires. Le niveau des quantiles à 5% est évalué sans faire d'approximations ou d'hypothèses importantes sur le niveau des incertitudes affectant les paramètres neutroniques. Ces méthodes qui tiennent compte des corrélations entre paramètres neutroniques permettent d'obtenir des marges plus importantes que celles obtenues avec la méthode qui consiste à utiliser des incertitudes constantes sur chaque paramètre neutronique et qui est utilisée actuellement dans le cadre du projet ASTRID. L'utilisation de cette nouvelle méthodologie devrait ainsi permettre de réduire les marges à prendre en compte pour un fonctionnement sûr du réacteur, avec comme conséquence possible un gain en terme de performance ou des coûts de construction et de fonctionnement réduits.

Figure 69 Marge et quantiles avec σ (corrélations intégrées)Figure 70 Marge et quantiles avec σ sous la forme de matrice

b) Détermination des contributeurs majoritaires et impact des corrélations

Afin d'analyser de manière détaillée, d'une part, l'impact des nouvelles méthodes d'évaluation des incertitudes et d'identifier, d'autre part, les contributeurs majoritaires, il a été décidé de réaliser successivement plusieurs propagations d'incertitudes dans lesquelles les incertitudes issues d'un seul paramètre neutronique sont propagées. Les cas d'études concernent les paramètres suivants :

- Effet de dilatation du sommier
- Poids du rideau de barres
- Effet Doppler
- Effet de dilatation du sodium
- Fraction effective de neutrons retardés: β_{eff}
- Temps de vie des neutrons : Λ
- Distribution de puissance
- Effet dilatation du sodium & Effet Doppler

Le dernier cas (« Effet de dilatation du sodium & effet Doppler ») permet d'étudier les corrélations entre deux paramètres neutroniques.

i. Propagation des incertitudes sur l'effet de dilatation du sommier

L'incertitude sur le coefficient de réactivité associé à l'effet de dilatation thermique du sommier a un impact assez faible, de l'ordre de 4°C, sur l'incertitude sur la marge avant ébullition du sodium (cf. Figure 80) et l'estimation du quantile à 5%. L'incertitude sur l'effet sommier a un impact direct sur la contribution de cet effet neutronique dans la variation de réactivité globale et également un impact indirect sur la contribution de l'effet Doppler avec une compensation entre les deux effets au cours du transitoire. Cette compensation explique la faible dispersion de la variation de réactivité globale, et par conséquent, l'impact relativement faible de l'incertitude issue de l'effet sommier sur la marge avant ébullition.

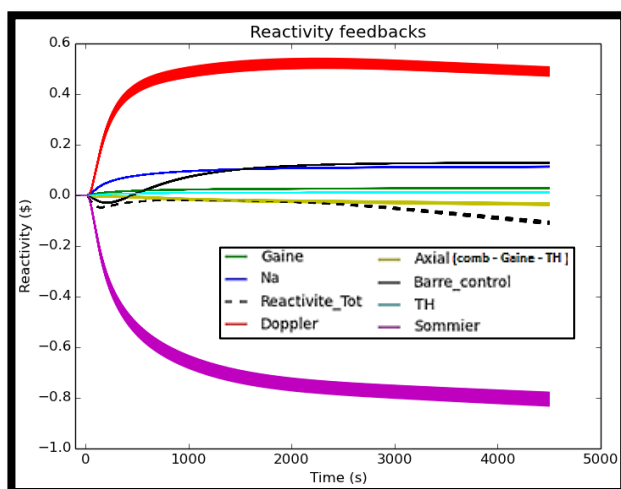


Figure 71 ULOHS - Evolution des contre-réactions – Propagation des incertitudes sur la dilatation du sommier.

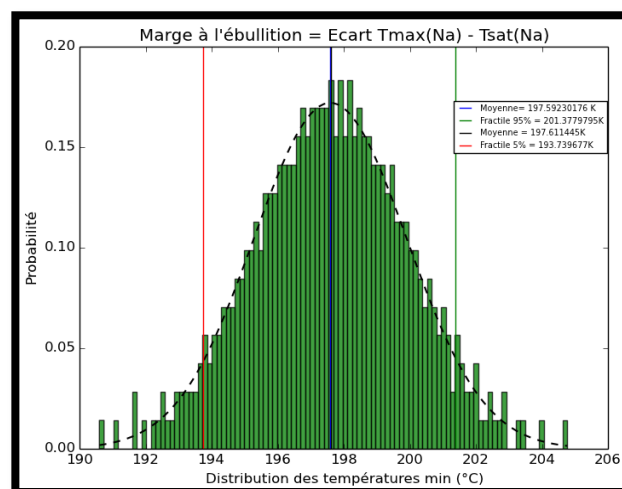


Figure 72 ULOHS – Distribution de la marge – Propagation des incertitudes sur la dilatation du sommier.

ii. Propagation des incertitudes sur le poids des barres

L'incertitude sur le poids des barres a un impact négligeable ($\approx 0,5\text{ }^{\circ}\text{C}$) sur l'incertitude sur la marge avant ébullition pendant un ULOHS intervenant en fin de cycle, c'est-à-dire pour une configuration de cœur avec les barres extraites en position parking.

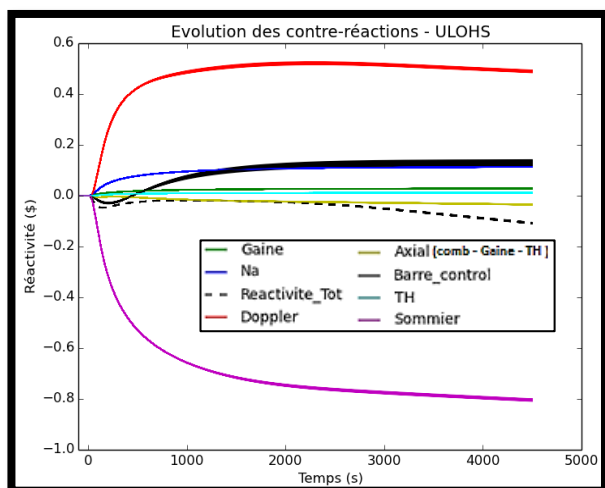


Figure 73 ULOHS - Evolution des contre-réactions – Propagation des incertitudes sur le poids des barres.

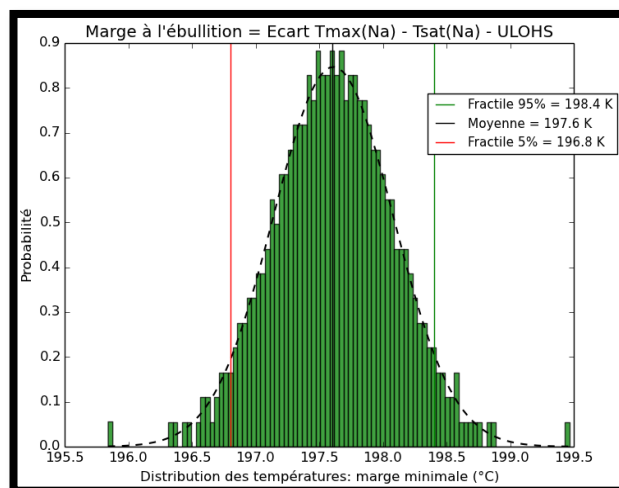


Figure 74 ULOHS – Distribution de la marge – Propagation des incertitudes sur le poids des barres.

En fin de cycle, les barres sont extraites du cœur. Il serait intéressant d'étudier l'impact de l'incertitude sur le poids des barres pour une configuration de cœur en début de cycle (à l'équilibre ou en début de vie) avec les barres insérées afin de conclure quant à l'impact de l'incertitude concernant ce paramètre sur la marge de sûreté.

iii. Propagation des incertitudes sur l'effet Doppler

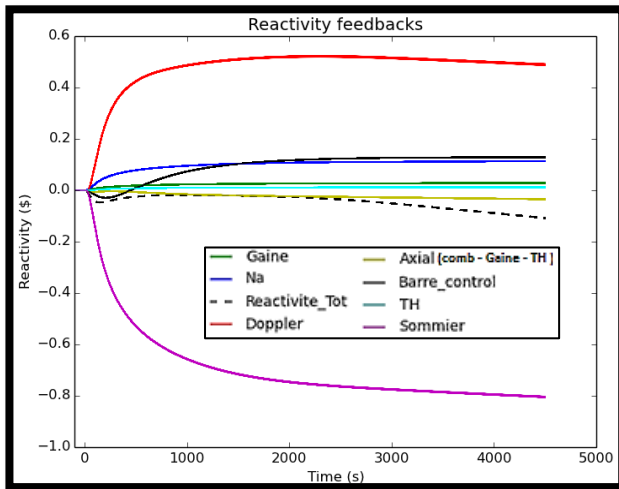


Figure 75 ULOHS - Evolution des contre-réactions – Propagation des incertitudes sur l'effet Doppler.

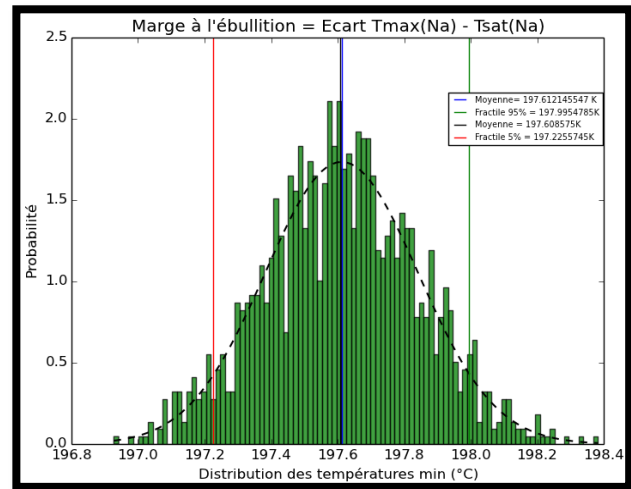


Figure 76 ULOHS – Distribution de la marge – Propagation des incertitudes sur l'effet Doppler (matrice).

Malgré le poids important de l'effet Doppler au cours du transitoire, les incertitudes sur les coefficients locaux ont un impact négligeable sur le quantile à 5% ($\approx 0,5$ °C).

iv. Propagation des incertitudes sur le β_{eff} et lambda

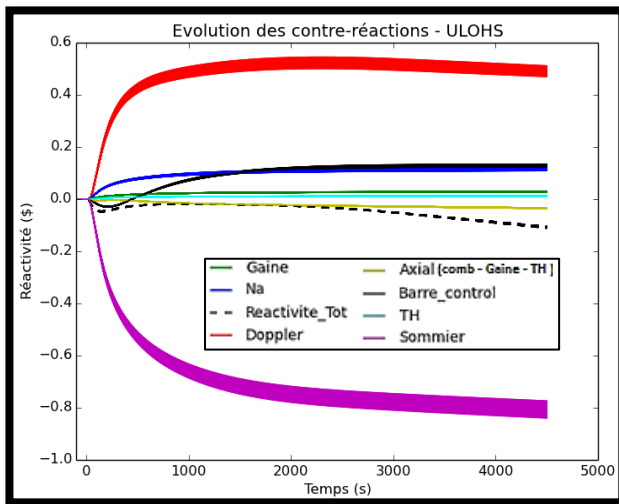


Figure 77 ULOHS - Evolution des contre-réactions – Propagation des incertitudes sur le β_{eff} .

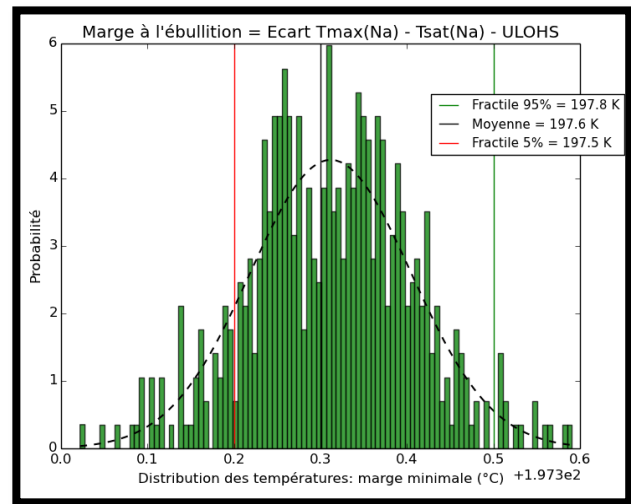


Figure 78 ULOHS – Distribution de la marge – Propagation des incertitudes sur le β_{eff} .

Les incertitudes sur le β_{eff} ont un impact notable sur l'évolution des contre-réactions en transitoire, cependant il y a de forts effets de compensations entre contre-réactions (effets Doppler et de dilatation du sommier) avec comme conséquence un impact quasi-nul sur la marge avant ébullition sodium.

L'incertitude sur le temps de vie des neutrons prompts n'a aucun impact sur la marge avant ébullition du sodium pendant le transitoire ($< 0,1$ °C).

v. Propagation des incertitudes sur l'effet de dilatation du sodium

L'incertitude sur l'effet de dilatation sodium a un impact important sur l'évolution de la contre-réaction associée au cours du transitoire avec une forte dispersion. En outre, l'incertitude sur ce paramètre a un impact important sur les autres contre-réactions (Doppler et sommier notamment).

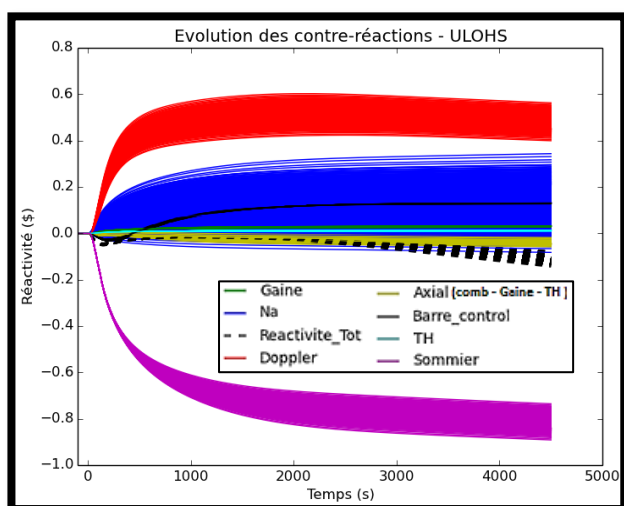


Figure 79 ULOHS - Evolution des contre-réactions avec σ constantes – Propagation des incertitudes sur la dilatation Na

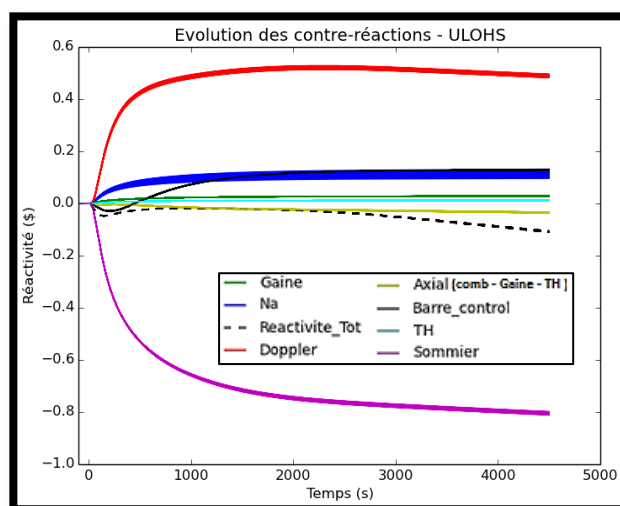


Figure 80 ULOHS - Evolution des contre-réactions avec σ locales sans corrélation – Propagation des incertitudes sur la dilatation Na

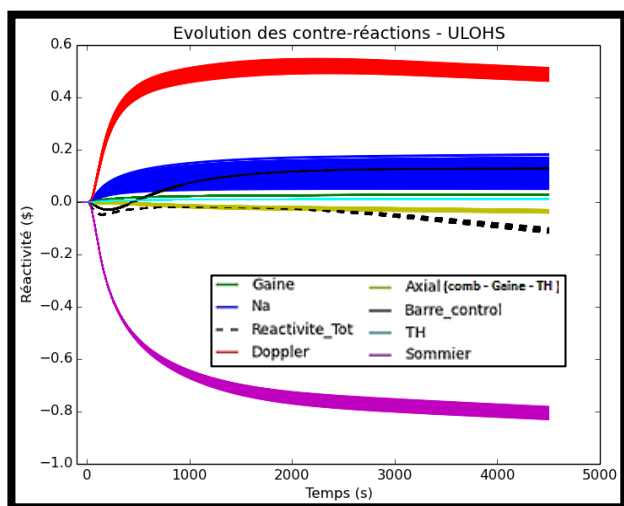


Figure 81 ULOHS - Evolution des contre-réactions avec σ (corrélations intégrées) – Propagation des incertitudes sur la dilatation Na

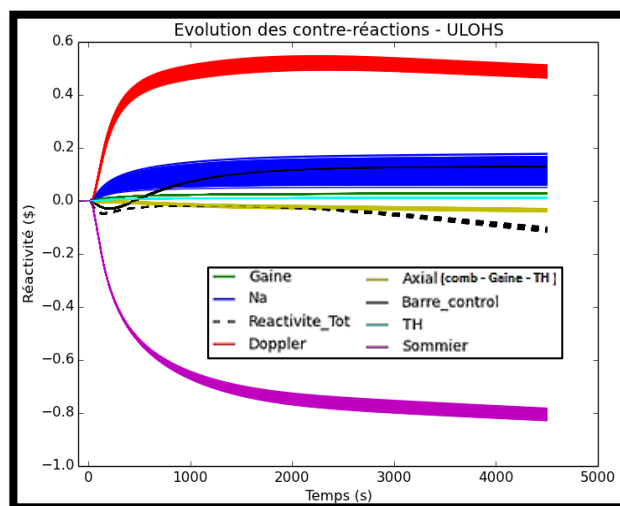


Figure 82 ULOHS - Evolution des contre-réactions avec σ sous la forme de matrice – Propagation des incertitudes sur la dilatation Na

L'incertitude sur ce paramètre est le contributeur majoritaire à l'incertitude sur la température maximale atteinte en transitoire par conséquent sur l'évaluation du quantile à 5 %.

La méthode utilisée pour propager les incertitudes a par ailleurs un impact important sur la dispersion des températures au cours du transitoire. Ainsi la méthode qui consiste à utiliser une

incertitude constante par composante tend à surestimer la dispersion des températures et par conséquent à réduire la marge disponible. A l'inverse, l'utilisation des incertitudes locales sans prise en compte des corrélations tend à surestimer la marge au cours du transitoire.

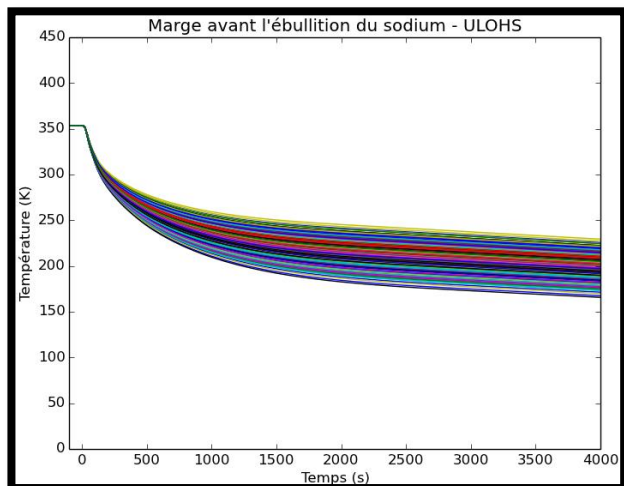


Figure 83 ULOHS – Dispersion de la marge avec σ constante par composante – Propagation des incertitudes sur la dilatation Na.

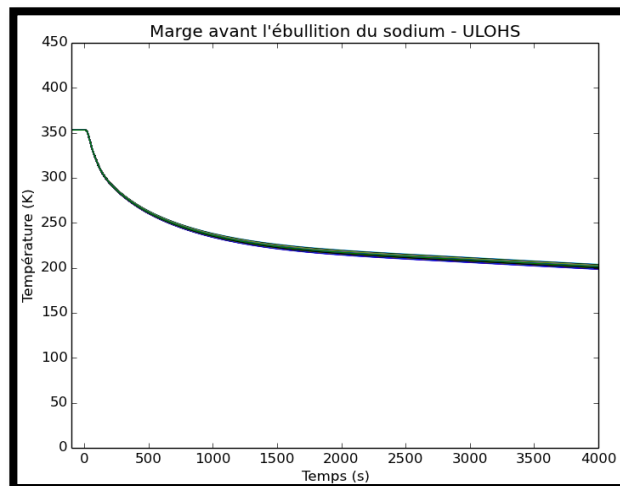


Figure 84 ULOHS – Dispersion de la marge avec σ locales sans corrélation – Propagation des incertitudes sur la dilatation Na.

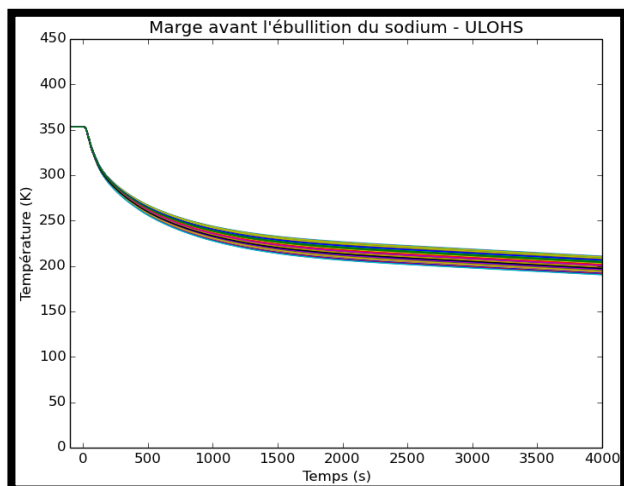


Figure 85 ULOHS – Dispersion de la marge avec σ (corrélations intégrées) – Propagation des incertitudes sur la dilatation Na.

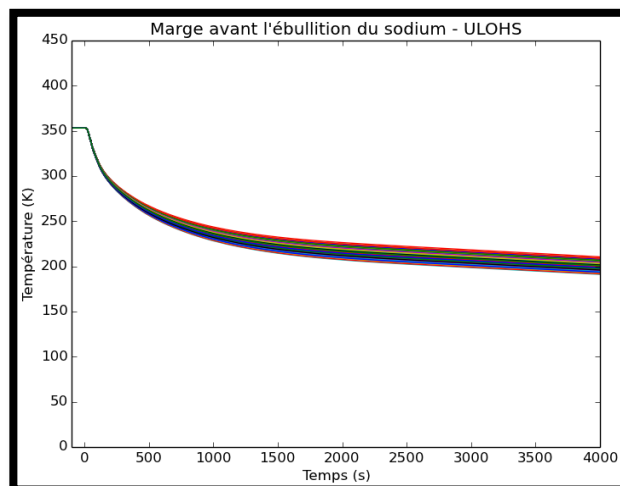


Figure 86 ULOHS – Dispersion de la marge avec σ sous la forme de matrice – Propagation des incertitudes sur la dilatation Na.

Globalement, la contre-réaction de dilatation du sodium est nulle sur le cœur. La contribution de cet effet neutronique est relativement faible pendant le transitoire et en particulier pour un scénario de type ULOHS. Néanmoins, cet effet neutronique est le résultat d'une compensation entre une contribution largement positive au centre du cœur et négative en périphérie et dans la partie supérieure du cœur.

Les incertitudes associées à chacune des composantes ont un impact important sur la marge avant ébullition du sodium au cours du transitoire et représente même le principal contributeur à

l'incertitude sur la marge avant ébullition sodium parmi les différents paramètres neutroniques. L'évaluation des incertitudes locales (et des corrélations associées) sur ce paramètre est donc essentielle dans l'optique d'une évaluation « best-estimate » du comportement du cœur au cours du transitoire.

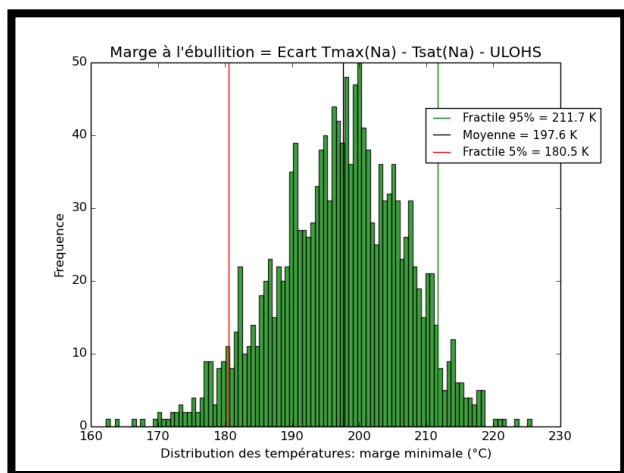


Figure 87 ULOHS – Distribution de la marge avec σ constante – Propagation des incertitudes sur l'effet de dilatation Na

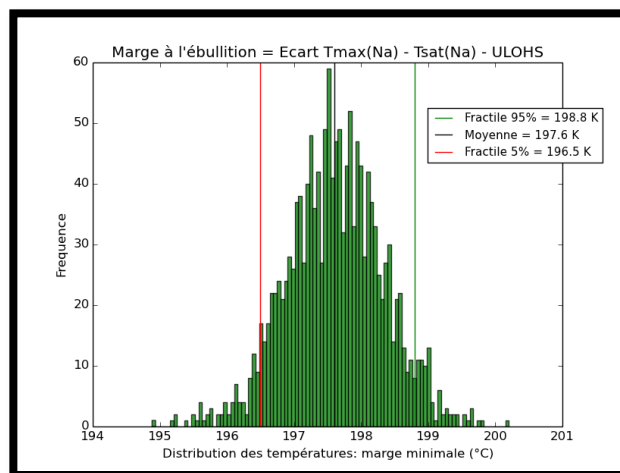


Figure 88 ULOHS – Distribution de la marge avec σ sans corrélation – Propagation des incertitudes sur l'effet de dilatation Na

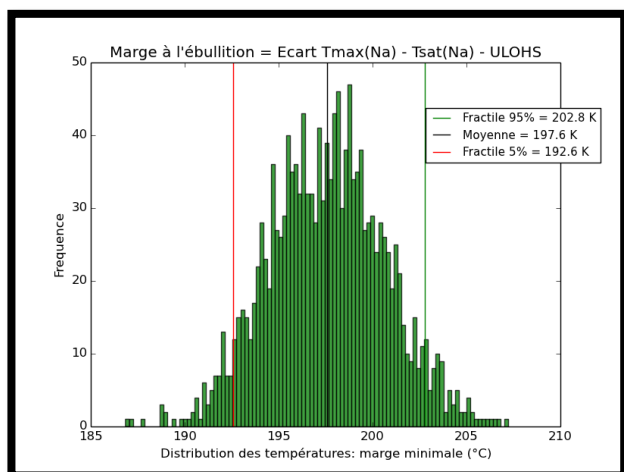


Figure 89 ULOHS – Distribution de la marge avec σ (corrélations intégrées) – Propagation des incertitudes sur l'effet de dilatation Na

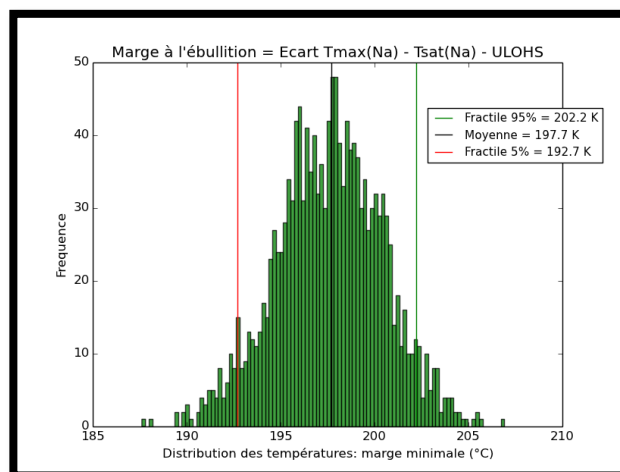


Figure 90 ULOHS – Distribution de la marge avec σ sous la forme de matrice – Propagation des incertitudes sur l'effet de dilatation Na

vi. Corrélations entre contre-réactions : effet de dilatation sodium et effet Doppler

Les incertitudes sur les coefficients locaux associés à l'effet Doppler et à la dilatation du sodium ont été propagées simultanément afin d'évaluer l'impact des corrélations entre deux paramètres.

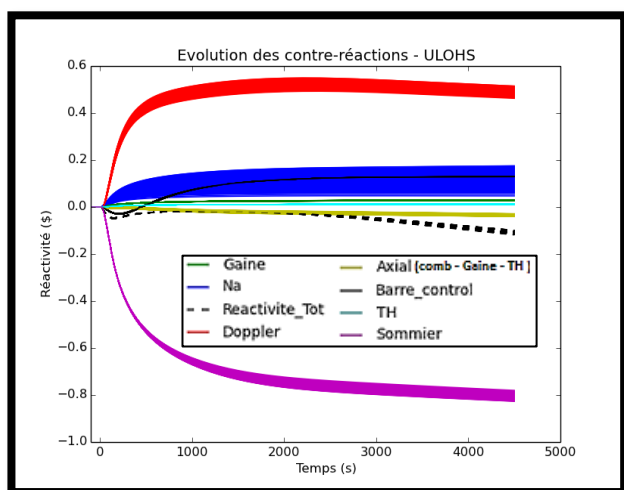


Figure 91 ULOHS - Evolution des contre-réactions avec σ (corrélations intégrées)

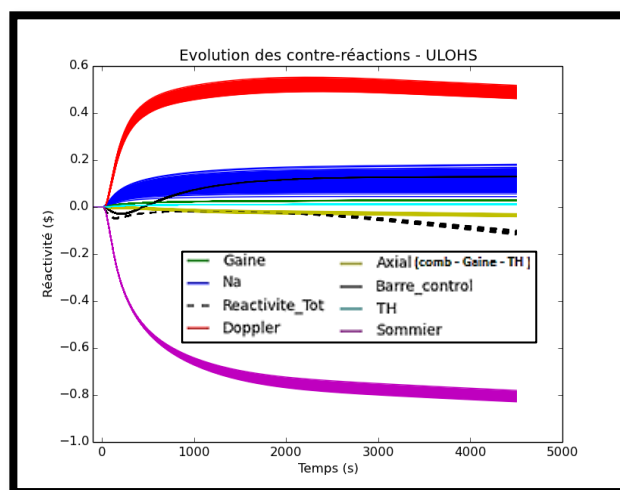


Figure 92 ULOHS - Evolution des contre-réactions avec σ sous la forme de matrice

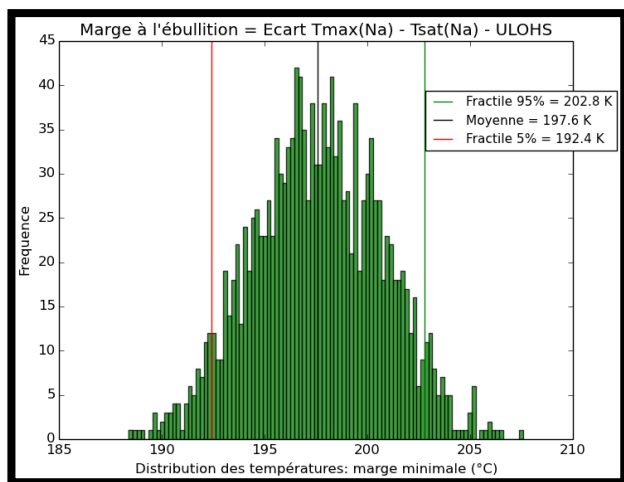


Figure 93 ULOHS – Distribution de la marge avec σ (corrélations intégrées) – Propagation des incertitudes sur l'effet Doppler et dilatation Na

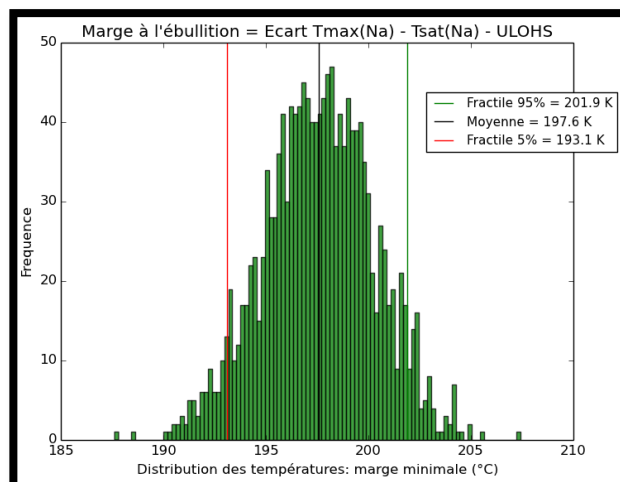


Figure 94 ULOHS – Distribution de la marge avec σ sous la forme de matrice – Propagation des incertitudes sur l'effet Doppler et dilatation Na

Les distributions obtenues avec chacune des méthodes ne permettent pas d'illustrer l'apport des corrélations entre les paramètres neutroniques. En effet, l'impact de l'incertitude issue de l'effet Doppler est négligeable devant l'incertitude issue de l'effet de dilatation sodium. Les distributions des marges avant ébullition sont donc très similaires à celle obtenues pour l'effet de dilatation sodium seul. Cet exemple ne permet pas d'illustrer l'impact des nouvelles méthodes. Néanmoins, cet apport méthodologique pourrait s'avérer intéressant dans un cas d'étude avec des incertitudes du même ordre de grandeur entre les paramètres.

c) Analyse de l'incertitude sur la distribution de puissance

Les incertitudes sur la distribution de puissance ont été évaluées uniquement pour le pic de puissance (fission) dans le cœur en raison du temps de calcul conséquent pour la convergence des « fonctions importances » en transport3D (30 jours). Ensuite, lors de la propagation des incertitudes pendant les transitoires, cette valeur a été prise en compte pour chaque valeur de puissance utilisée par CATHARE-2.

Cette approche permet une première évaluation de l'impact de l'incertitude sur la puissance sur la marge avant ébullition, cependant l'approximation qui consiste à appliquer la même incertitude pour toutes les valeurs de puissance peut entraîner une sous-évaluation des incertitudes en transitoires. En effet, le pic de puissance pour le CFV est assez peu sensible à la variation de sections efficaces impliquant une incertitude faible sur ce paramètre (0,5%). La démarche qui consisterait à évaluer l'incertitude pour chaque valeur [Dos13] pourrait entraîner des incertitudes sur la puissance plus importantes au niveau des interfaces entre milieux. Afin d'évaluer l'impact d'une incertitude plus importante sur la distribution de puissance sur la marge pendant le transitoire, une propagation avec une incertitude de 5 % a été comparée avec la propagation de l'incertitude à 0,5%.

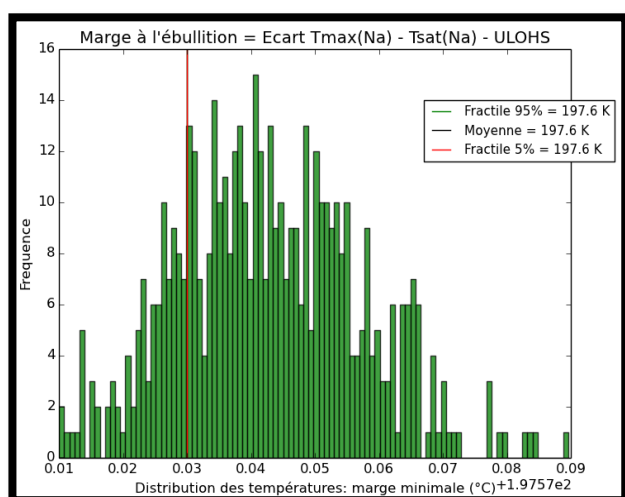


Figure 95 Propagation des incertitudes sur la distribution de puissance (0.5 %)

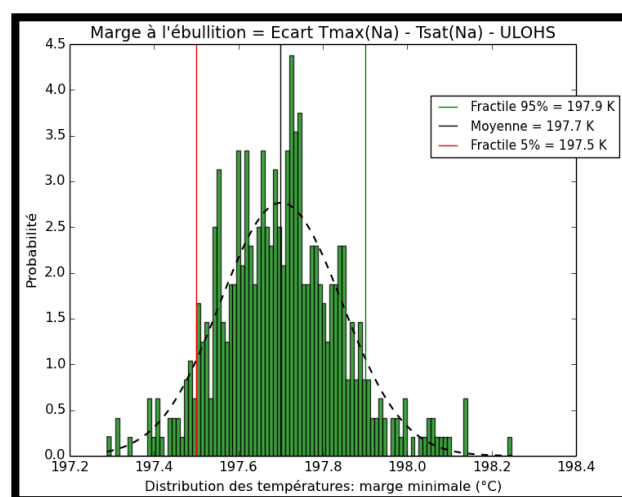


Figure 96 Propagation des incertitudes sur la distribution de puissance (5 %)

La faible dispersion des marges obtenues avec une incertitude de 5% montre que l'incertitude sur ce paramètre influe peu sur l'incertitude sur la marge avant ébullition pour ce transitoire. L'approximation qui consiste à appliquer l'incertitude sur le pic de puissance à la distribution de puissance dans le cœur n'aura que peu d'impact sur les quantiles calculés à partir de la distribution des marges en transitoire.

2. Propagation des incertitudes neutroniques en ULOSSP

Dans la section précédente, plusieurs méthodes permettant de propager les incertitudes issues des grandeurs neutroniques sur les températures atteintes pendant les transitoires ont été comparées et analysées pour un scénario de transitoire de type ULOHS. Ces études ont montré un apport en termes de précision de la nouvelle méthodologie basée sur l'évaluation des incertitudes et des corrélations entre les coefficients locaux pour estimer l'incertitude affectant la marge avant ébullition du sodium.

Dans le but de vérifier que la nouvelle méthodologie permet une évaluation précise des marges de sûreté pour d'autres types de transitoires, il a été décidé de réaliser la propagation des incertitudes des paramètres neutroniques pour un scénario de transitoire de type ULOSSP. Des analyses similaires à la section précédente permettront en outre d'identifier les contributeurs majoritaires à l'incertitude sur la marge à ébullition.

a) Incertitudes sur l'ensemble des paramètres neutroniques

Comme pour le transitoire ULOHS, les incertitudes issues de l'ensemble des paramètres neutroniques ont été propagées au cours du transitoire ULOSSP avec les quatre méthodes distinctes.

En utilisant les incertitudes relatives associées aux coefficients globaux de contre réactions (effet total pour le cœur) pour chaque valeurs locales de la distribution spatiale obtenue par perturbation (méthode avec des « incertitudes constantes »), les dispersions des contre-réactions au cours du transitoire sont très importantes (cf. Figure 106).

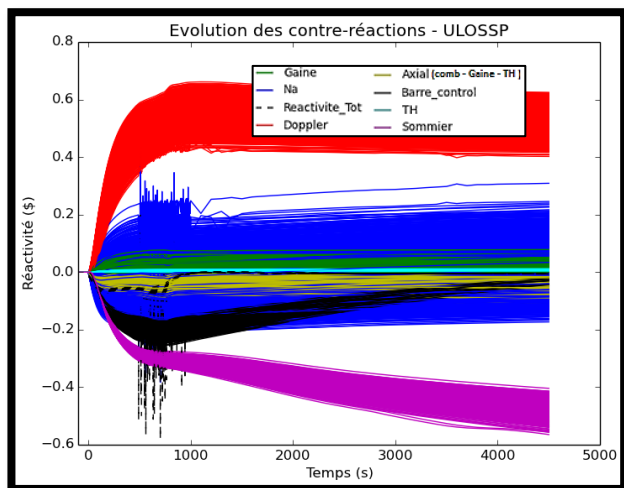


Figure 97 ULOSSP - Evolution des contre-réactions avec σ constantes

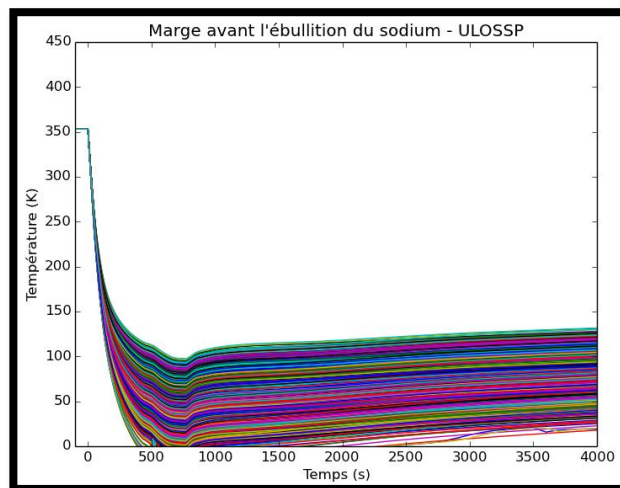
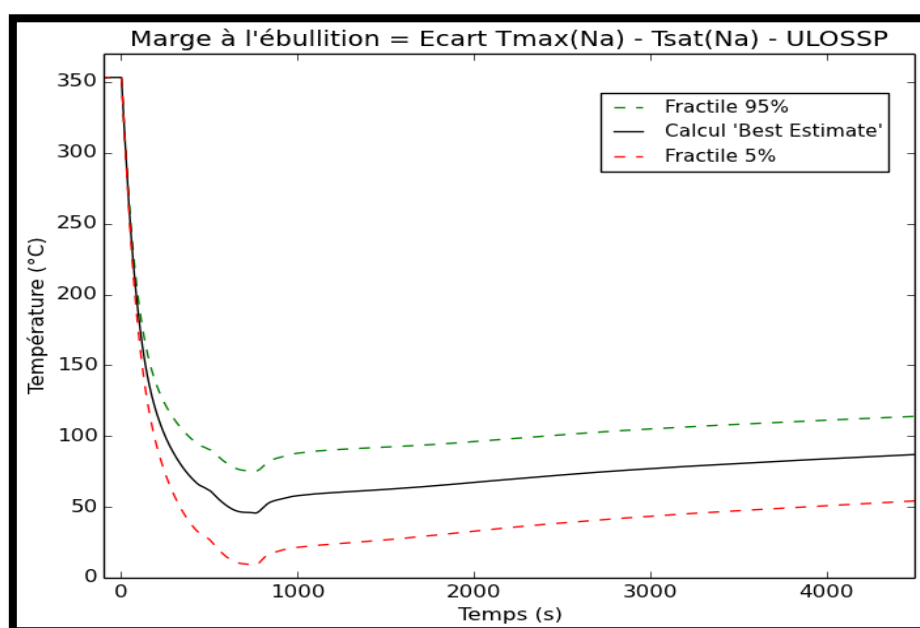
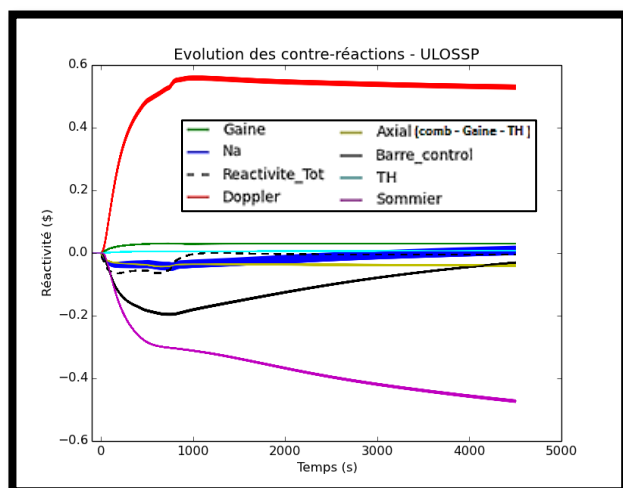
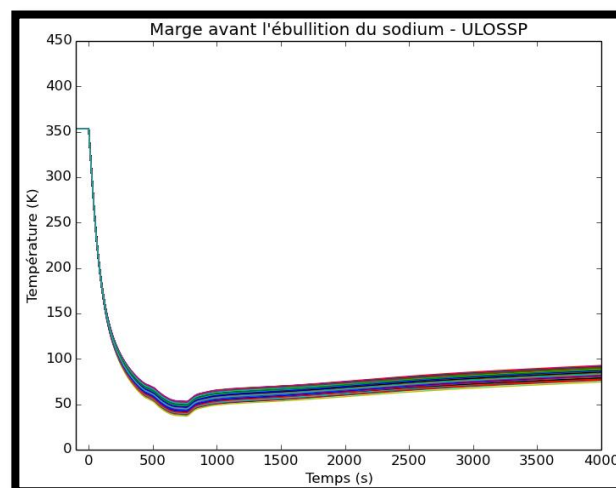


Figure 98 ULOSSP – Dispersion de la marge avec σ constantes

Ces fortes dispersions ont pour conséquence une distribution très large de la marge avant ébullition (cf. Figure 107). Certaines simulations conduisent même à l'ébullition du sodium. Le quantile à 5 % obtenu pour l'ULOHS avec des incertitudes constantes (c'est-à-dire obtenue globalement pour le cœur) est de 9 °C.

Figure 99 ULOSSP – Quantiles à 5 % et 95% avec σ constantes

Au contraire, avec des incertitudes évaluées pour chaque coefficient local mais qui ne tiennent pas compte des corrélations existant à la fois entre les différents coefficients locaux pour un même effet neutronique mais également entre les paramètres neutroniques, la dispersion des différentes contributions à la variation de la réactivité au cours du transitoire est très limitée.

Figure 100 ULOSSP- Evolution des contre-réactions avec σ locales sans corrélationFigure 101 ULOSSP - Dispersion de la marge avec σ locales sans corrélation

Avec cette méthode, aucune des 3000 simulations de transitoires ne mènent à l'ébullition du sodium. La dispersion de la marge est très limitée avec un quantile à 5% estimé à 42°C (cf. Figure 110 et

Annexe G) soit environ 30°C plus élevé¹ que le quantile obtenue avec la méthode 1.

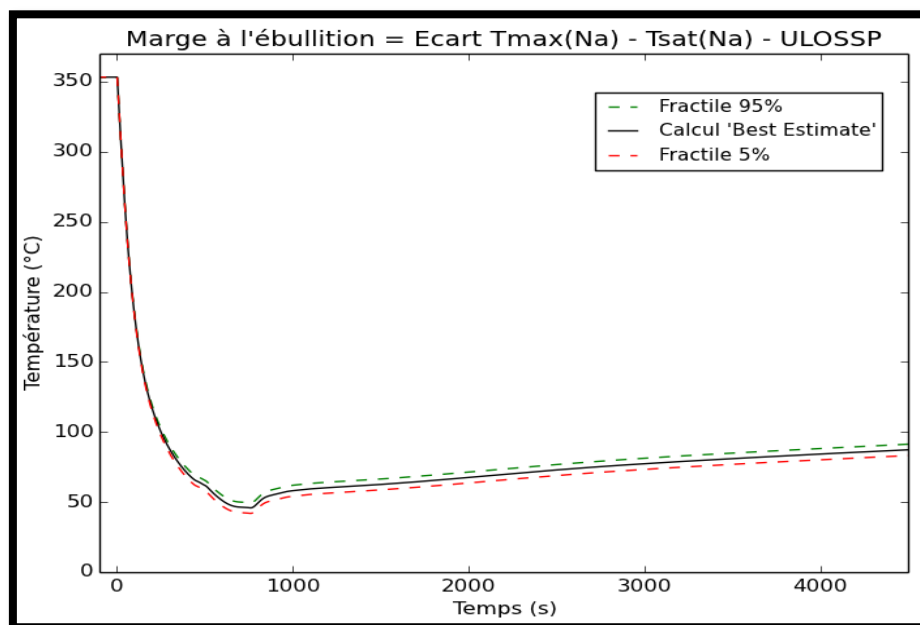


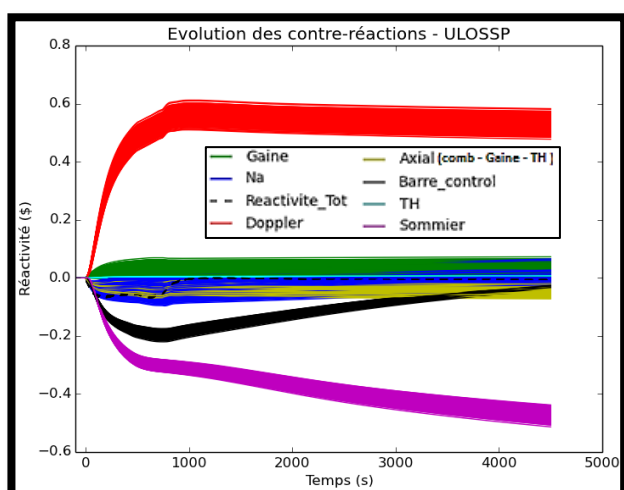
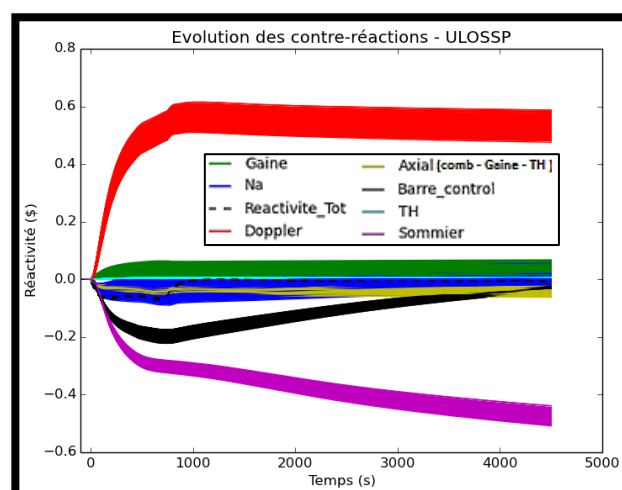
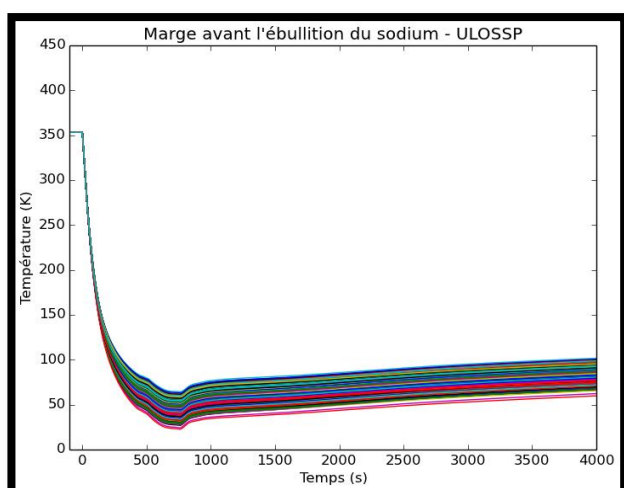
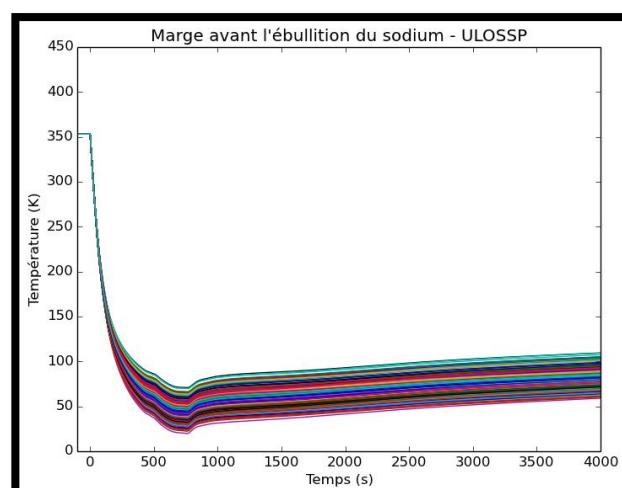
Figure 102 ULOSSP – Quantiles à 5 % et 95% avec σ locales sans corrélation

Les propagations d'incertitudes basées sur l'évaluation des incertitudes locales et des corrélations entre les coefficients locaux (avec les corrélations intégrées dans les valeurs des incertitudes ou en utilisant la matrice de covariances des paramètres neutroniques) présentent, comme pour l'ULOHS, des dispersions similaires (cf. Figures 111 et 112).

Ces dispersions sont plus limitées que celle obtenues avec la méthode 1 (incertitudes constantes). Ces résultats confirment que la méthode 1 surestime l'incertitude sur la marge à ébullition.

Les dispersions sont en revanche plus importantes que celles obtenues avec la méthode 2 (incertitudes locales sans corrélation). La prise en compte des corrélations entre les coefficients locaux a par conséquent un impact important sur le niveau des incertitudes des grandeurs d'intérêt pour les transitoires.

¹ Pour rappel, les propagations d'incertitudes prennent seulement en compte les incertitudes issues des données nucléaires à travers les paramètres neutroniques. Les marges de sûreté doivent être évaluées en prenant en compte les incertitudes sur l'ensemble des données d'entrée. Les résultats présentés ici permettent de mettre en avant les apports méthodologiques et d'identifier quels sont les paramètres neutroniques contribuant le plus aux incertitudes.

Figure 103 ULOSSP - Evolution des contre-réactions avec σ (corrélations intégrées)Figure 104 ULOHS - Evolution des contre-réactions avec σ sous la forme de matriceFigure 105 ULOSSP - Dispersion de la marge avec σ (corrélations intégrées)Figure 106 ULOSSP - Dispersion de la marge avec σ sous la forme d'une matrice

En utilisant les méthodes les plus précises, aucune simulation de transitoire n'atteint l'ébullition sodium. Néanmoins, les quantiles à 5 % sont plus faibles (cf. Figures 115 et 116) que ceux obtenus avec la méthode 2 et de l'ordre de 36,5 °C et de 34,0 °C en utilisant respectivement des incertitudes avec les corrélations intégrées et des incertitudes sous le format d'une matrice de covariance. Ces deux méthodes présentent un écart de 3 °C sur le quantile à 5%. Le quantile le plus élevé est obtenu avec la méthode recourant aux incertitudes avec les corrélations intégrées, en formulant l'hypothèse que la corrélation entre deux paramètres est répartie de manière équitable entre les deux paramètres. Cette approximation entraîne donc une légère surestimation de la marge à ébullition. La méthode conseillée pour propager les incertitudes le plus précisément possible au cours des transitoires est donc celle basée sur l'utilisation d'une matrice de covariances des paramètres neutroniques.

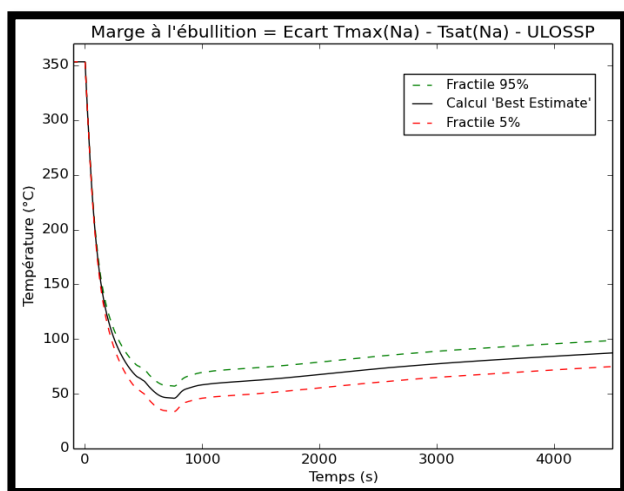


Figure 107 ULOSSP – Quantiles à 5 % et 95 % avec σ avec σ (corrélations intégrées)

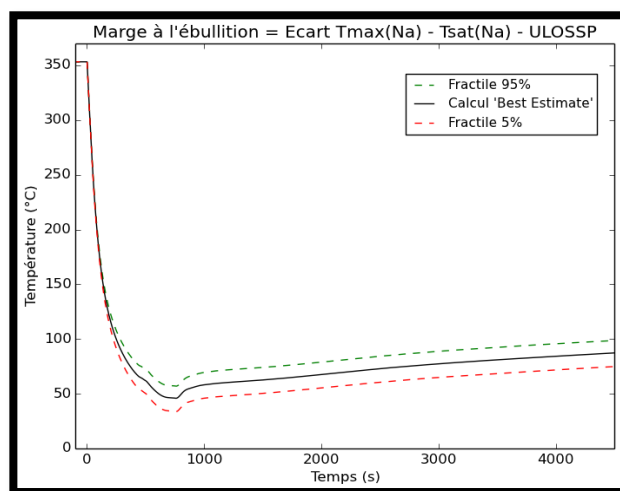


Figure 108 ULOSSP – Quantiles à 5 % et 95 % avec σ sous la forme de matrice

b) Détermination des contributeurs majoritaires et impact des corrélations

Afin d'identifier les contributeurs à l'incertitude sur la marge avant ébullition, différentes propagations d'incertitudes ont été réalisées en ne faisant varier qu'un seul paramètre.

i. Propagation des incertitudes sur l'effet de dilatation du sommier

L'effet sommier est modélisé par un coefficient global sur le cœur (pas de distribution spatial), l'incertitude est donc propagée avec la méthode 1.

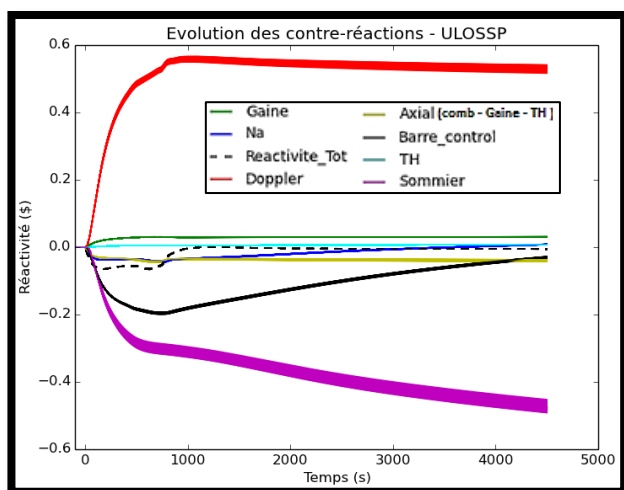


Figure 109 ULOSSP - Evolution des contre-réactions – Propagation des incertitudes sur la dilatation du sommier.

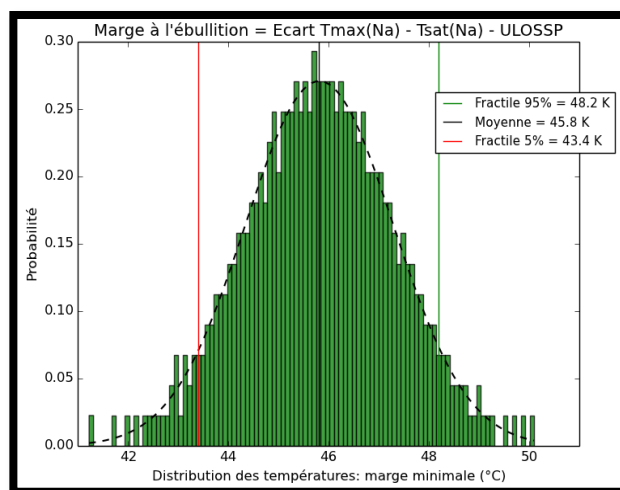


Figure 110 ULOSSP – Distribution de la marge – Propagation des incertitudes sur la dilatation du sommier

L'incertitude associée à l'effet de dilatation thermique du sommier a un impact faible de l'ordre de 2,5°C concernant l'incertitude sur la marge avant ébullition du sodium (cf. Figure 118). Comme pour l'ULOHS, l'incertitude sur l'effet sommier a un impact direct sur la contribution de cette contre-réaction sur la variation de réactivité globale et également un impact indirect sur la contribution de

l'effet Doppler. Globalement ces deux effets se compensent avec par conséquent un impact limité sur le niveau d'incertitude concernant la marge avant ébullition.

ii. Propagation des incertitudes sur le poids des barres

L'effet de dilatation différentielle entre les barres, la cuve et cœur a un impact important sur le comportement du cœur pendant un ULOSSP. En particulier, c'est la dilatation du mécanisme de barres situé dans la partie supérieur du cœur, c'est-à-dire dans la zone où l'échauffement du sodium est le plus important en début de transitoire, qui va provoquer un enfoncement relatif des barres dans le cœur. Néanmoins, l'incertitude sur le poids des barres a un impact faible, de l'ordre de 2 °C, sur l'incertitude concernant la marge avant ébullition (cf. Figure 120).

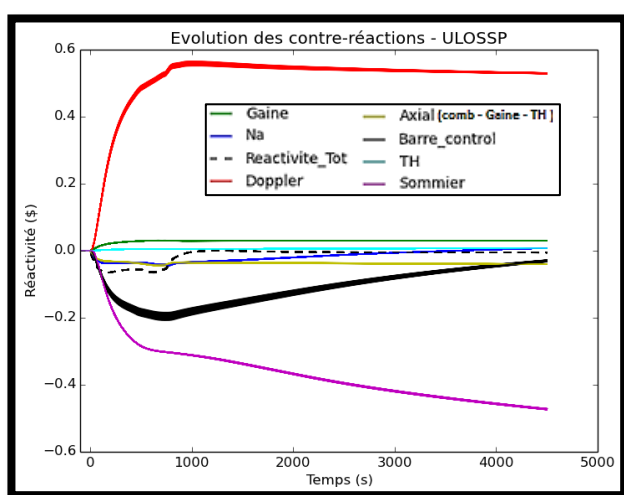


Figure 111 ULOSSP - Evolution des contre-réactions – Propagation des incertitudes sur le poids des barres.

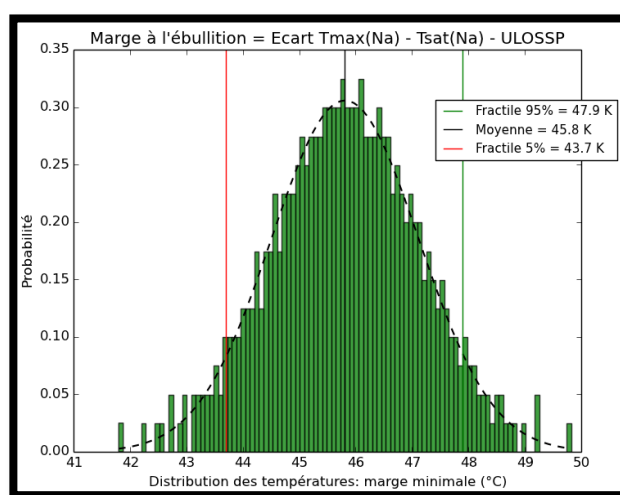


Figure 112 ULOSSP – Distribution de la marge – Propagation des incertitudes sur le poids des barres.

Les études de transitoires sont réalisées pour des configurations de cœurs les plus pénalisantes, c'est-à-dire en fin de cycle avec les coefficients de contre-réactions les plus pénalisants et les barres de contrôles extraites du cœur. Avec les barres extraites du cœur, l'impact de la dilatation différentielle des barres, des cœurs et de la cuve est limité. En effet, l'anti-réactivité associée à l'insertion des barres est faible pour des barres en position parking. Par ailleurs, l'incertitude relative associée à l'insertion des barres du concept CFV est relativement faible (2,5 %). La combinaison d'une incertitude relative faible et d'un poids des barres limité explique la faible contribution de l'effet différentiel cœur, cuve barres à l'incertitude sur la marge avant ébullition.

iii. Propagation des incertitudes sur l'effet Doppler

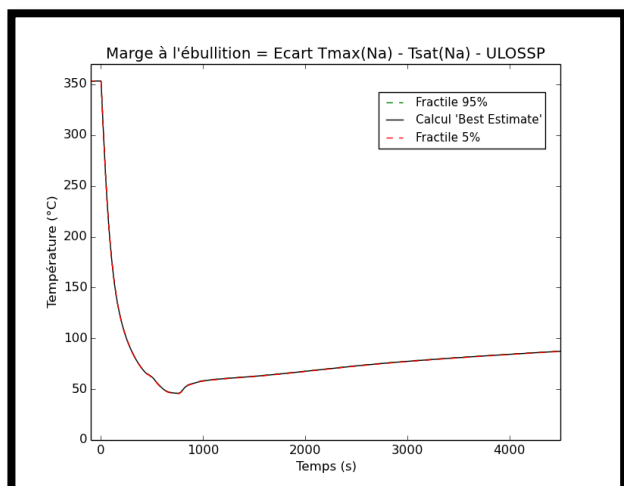


Figure 113 ULOSSP – Marge et quantiles avec σ constantes

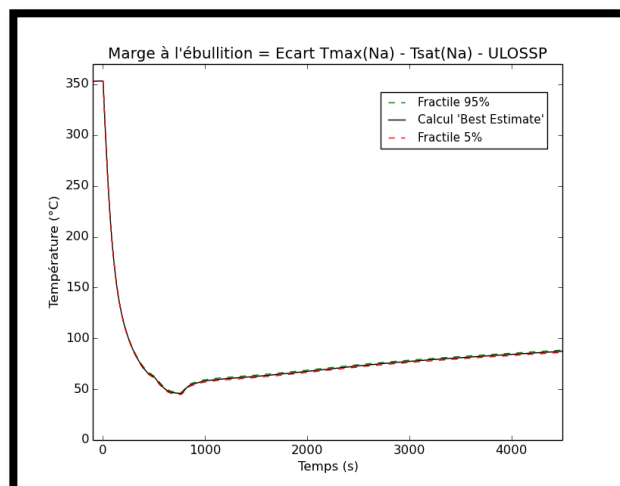


Figure 114 ULOSSP – Marge et quantiles avec σ locales sans corrélation

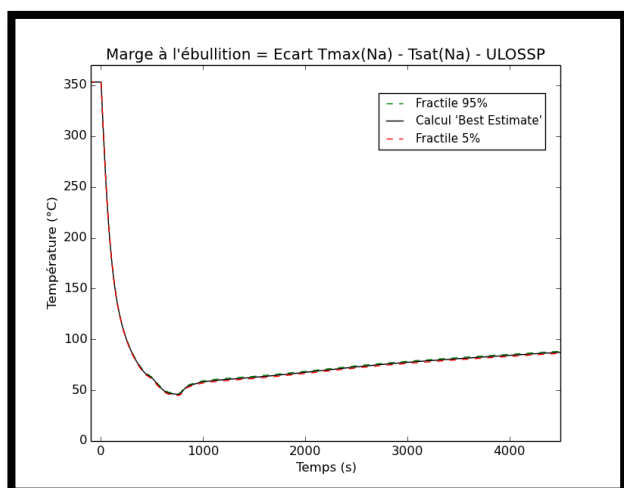


Figure 115 ULOSSP – Marge et quantiles avec σ (corrélations intégrées)

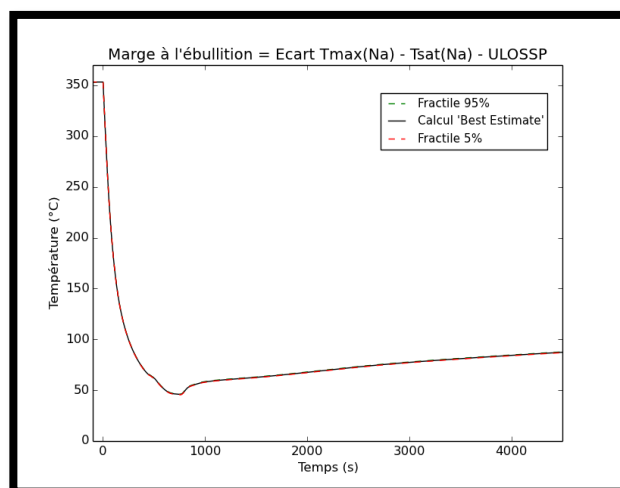


Figure 116 ULOSSP – Marge et quantiles avec σ sous la forme de matrice

L'incertitude associée à l'effet Doppler a un impact négligeable sur la marge avant ébullition sodium (cf. Figures 121, 122, 123 et 124). Le quantile à 5 % obtenu avec les différentes méthodes est en effet seulement inférieur de 0,2 °C par rapport à la moyenne obtenue avec plus de 1500 simulations de transitoires pour chaque cas.

iv. Propagation des incertitudes sur le β_{eff} et lambda

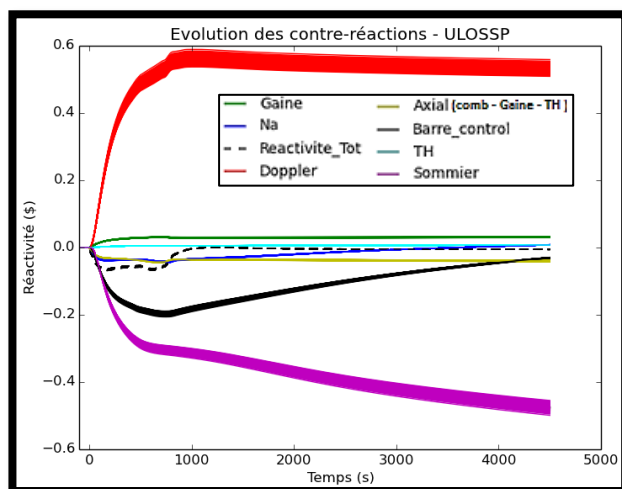


Figure 117 ULOSSP - Evolution des contre-réactions – Propagation des incertitudes sur le β_{eff} .

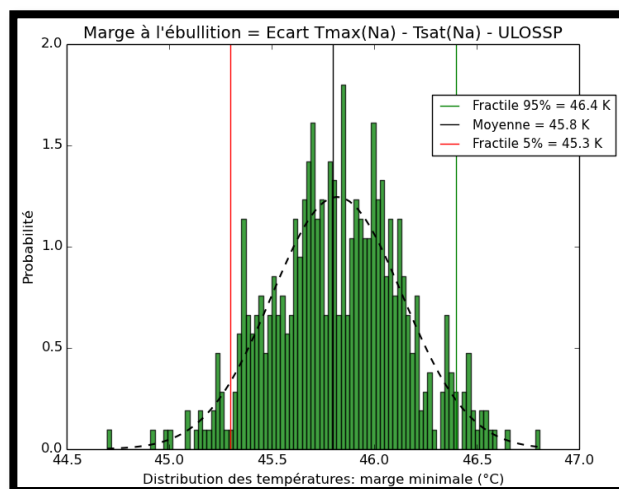


Figure 118 ULOSSP – Distribution de la marge – Propagation des incertitudes sur le β_{eff} .

Les incertitudes sur le β_{eff} ont un impact notable sur l'évolution des contre-réactions pendant un ULOSSP, cependant il y a de forts effets de compensation entre contre-réactions (effets Doppler et de dilatation du sommier) avec comme conséquence un impact négligeable sur la marge avant ébullition sodium (0,5 °C).

Comme pour l'ULOHS, l'incertitude sur le temps de vie des neutrons prompts n'a aucun impact sur la marge pendant un ULOSSP (< 0,1 °C).

v. Propagation des incertitudes sur l'effet de dilatation du sodium

Le coefficient de réactivité associé à l'effet de dilatation sodium en fin de cycle est globalement nul sur le cœur. Néanmoins, cet effet est le résultat de la compensation importante entre la composante positive en centre cœur et la composante négative associée au phénomène de fuite de neutrons en partie supérieure du cœur essentiellement. Lors d'un transitoire de type ULOSSP, l'échauffement cœur est plus important dans la partie supérieure du cœur, c'est-à-dire dans la zone où l'effet neutronique est très négatif sur la variation de réactivité globale. Globalement, la contre-réaction de dilatation sodium a donc un impact favorable pour le comportement du cœur pendant un ULOSSP.

En tirant aléatoirement les valeurs des coefficients locaux dans les lois de distribution de cette contre-réaction avec la méthode 1, c'est-à-dire en prenant en compte l'incertitude globale cœur pour chaque coefficient local, il est possible d'obtenir un ensemble de coefficients provoquant un effet de dilatation positif en réactivité (cf. Figure 127). Ce phénomène est illustré par une forte dispersion de la contribution de l'effet de dilatation sodium au cours du transitoire. Néanmoins, cette forte dispersion de la contribution de l'effet de dilatation sodium est contrebalancée par les autres contre-réactions avec des effets neutroniques qui présentent eux aussi une forte dispersion de leur contribution au cours du transitoire.

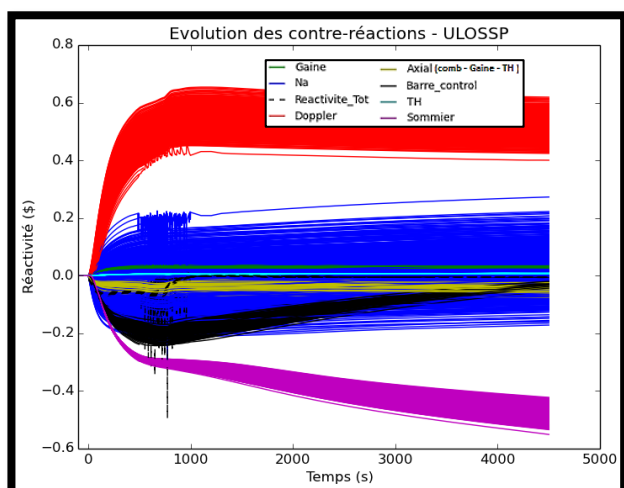


Figure 119 ULOSSP - Evolution des contre-réactions – Incertitudes issues de l’effet de dilatation sodium

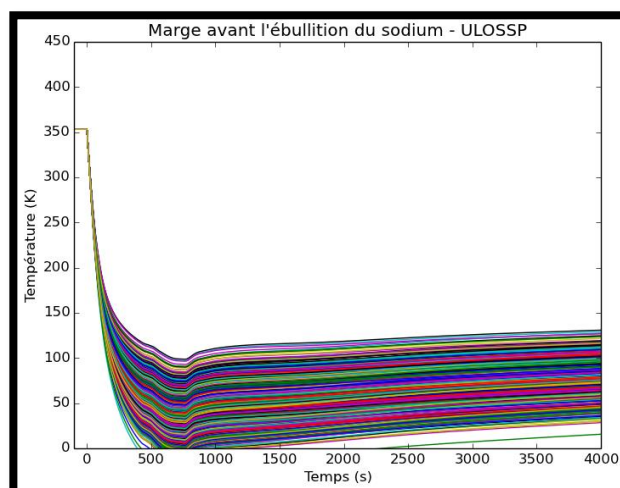


Figure 120 ULOSSP- Dispersion de la marge avec σ constantes –Incertitudes issues de l’effet de dilatation sodium

Finalement, la propagation des incertitudes sur l’effet de dilatation sodium au cours d’un ULOSSP avec cette méthode a un impact important sur la distribution de la marge avant ébullition du sodium. Le quantile à 5 % associé est de l’ordre de 9 °C et correspond au quantile obtenu en prenant en compte les incertitudes sur l’ensemble des paramètres. L’incertitude sur l’effet de dilatation sodium propagée avec la méthode 1 est donc le principal contributeur à l’incertitude sur la marge avant ébullition.

La dispersion des contributions des contre-réactions neutroniques obtenue avec la méthode 2 (incertitudes locales sans corrélation) est beaucoup plus faible et la contribution de l’effet de dilatation sodium est négative pour l’ensemble des 1500 simulations (cf. Figure 129).

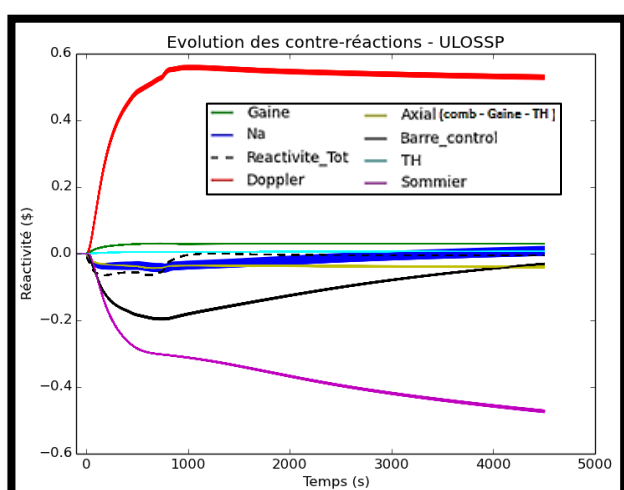


Figure 121 ULOSSP - Evolution des contre-réactions – Incertitudes issues de l’effet de dilatation sodium

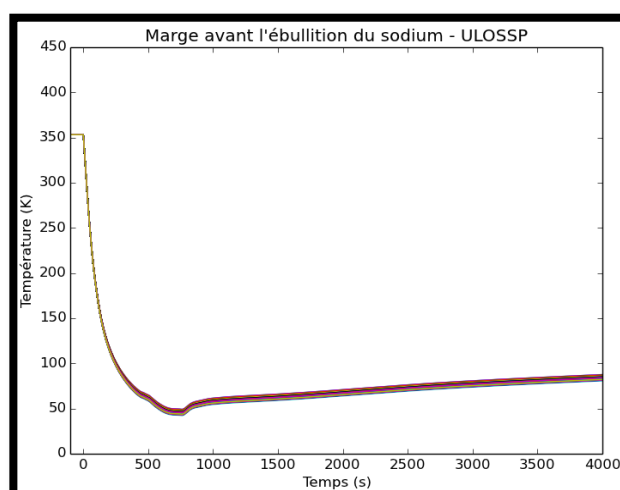


Figure 122 ULOSSP - Dispersion de la marge avec σ locales sans corrélation

La distribution de la marge est par conséquent relativement faible avec un quantile à 5% de l'ordre de 44,1 °C et assez proche de la valeur moyenne (45,8 °C). De manière générale, l'utilisation des incertitudes locales sans prise en compte des corrélations entre les coefficients locaux tend à une estimation de quantile à 5% proche de la valeur moyenne. La perte d'information résultant de la non-prise en compte des corrélations entre paramètres tend par conséquent à une surestimation de la marge avant ébullition.

Les distributions obtenues en évaluant des incertitudes locales et les corrélations associées présentent encore une fois des dispersions très similaires (cf. figures 131 et 132). La propagation des incertitudes sur l'effet de dilatation du sodium ont un impact direct sur la contribution de cet effet neutronique au cours du transitoire avec une forte dispersion de la contribution. Des phénomènes de compensation (contre-réactions) sont observés avec les autres effets neutroniques. Finalement, l'incertitude sur l'effet de dilatation du sodium a un impact sur la contribution de toutes les contre-réactions au cours du transitoire. La compensation générale entre les effets neutroniques implique une dispersion très limitée de la variation de réactivité globales au cours du transitoire.

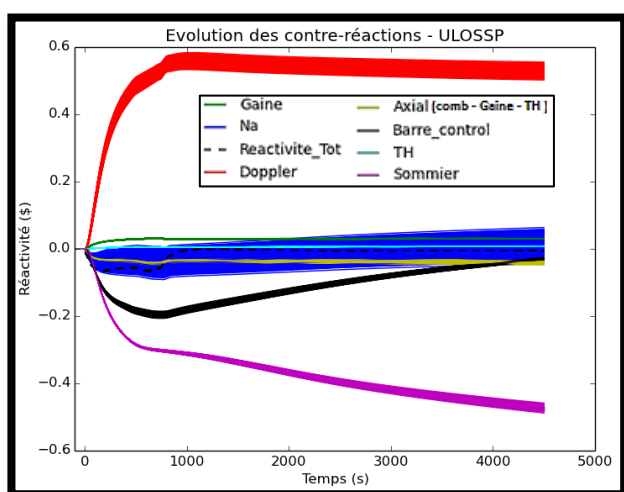


Figure 123 ULOSSP - Evolution des contre-réactions – Propagation des incertitudes sur l'effet de dilatation sodium marge avec σ (corrélations intégrées)

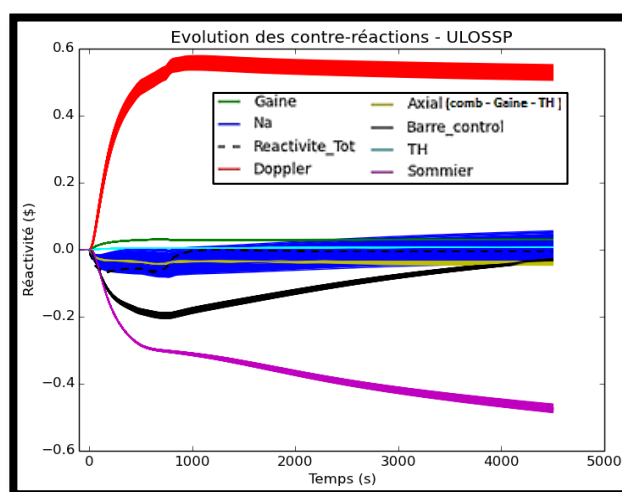


Figure 124 ULOSSP - Evolution des contre-réactions – Propagation des incertitudes sur l'effet de dilatation sodium avec σ sous la forme d'une matrice

Les distributions des marges avant ébullition sont similaires entre les deux méthodes (cf. figures 133 & 134). Les quantiles associés à 5 % sont donc comparables et de l'ordre de 38 °C et 39 °C soit environ 10 °C en dessous de la valeur moyenne.

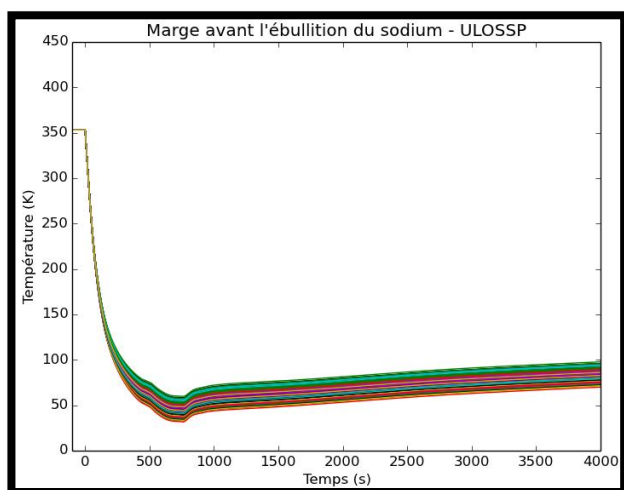


Figure 125 ULOSSP - Dispersion de la marge avec σ (corrélations intégrées)

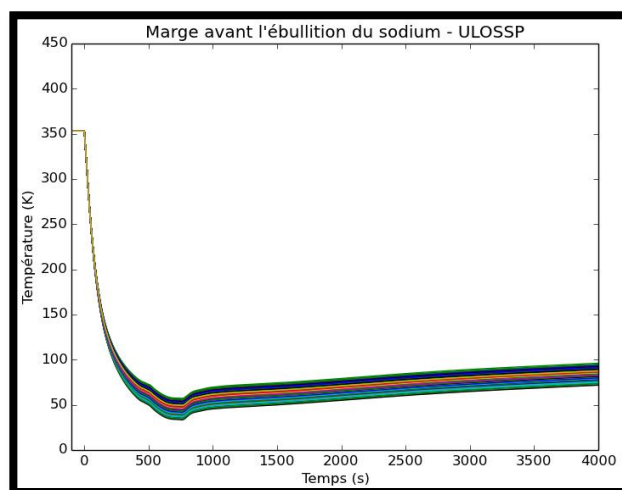


Figure 126 ULOSSP - Dispersion de la marge avec σ sous la forme d'une matrice

vi. Corrélations entre contre-réactions : effet de dilatation sodium et effet Doppler

L'apport des corrélations entre paramètres neutroniques (effet de dilatation sodium et effet Doppler) n'a pas pu être mis en avant étant donnée la contribution importante de l'effet de dilatation du sodium sur la marge avant ébullition par rapport aux autres paramètres. Ainsi les distributions obtenues sont très similaires à celles obtenues en ne prenant seulement en compte l'effet de dilatation sodium (impact de 0,1 °C).

Avec le niveau des incertitudes associées à l'effet de dilatation sodium, la prise en compte des corrélations entre les coefficients locaux associés à l'effet de vidange à un impact important sur l'évaluation du quantile à 5%. Cet impact est beaucoup plus faible si l'on considère les autres paramètres neutroniques et en particulier l'effet Doppler. Les corrélations entre paramètres dépendent ainsi du niveau des incertitudes locales associées à chaque paramètre neutronique.

Actuellement, le niveau des incertitudes associées à chaque paramètre neutronique met en avant un contributeur principal à l'incertitude sur la marge avant ébullition sodium. Dans le cas de figure où des efforts importants seraient réalisés pour réduire l'incertitude sur l'effet de dilatation sodium, la prise en compte des corrélations entre paramètres neutroniques pourrait ainsi avoir un impact relatif non négligeable sur le niveau du quantile à 5 %.

c) Analyse de l'incertitude sur la distribution de puissance

Comme pour le transitoire ULOHS, la propagation des incertitudes sur la distribution de puissance a été réalisée en prenant en compte tout d'abord une incertitude de 0,5 % pour chaque valeur locale (cf. Figure 135). Cette distribution a ensuite été comparée à la distribution obtenue avec une incertitude dix fois plus importante soit 5 % (cf. Figure 136).

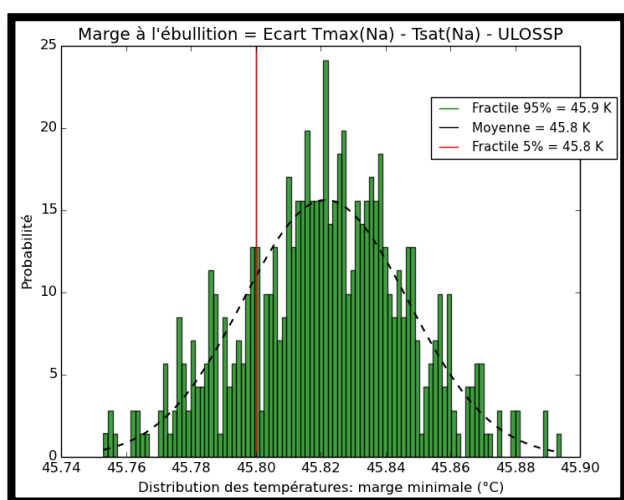


Figure 127 Propagation des incertitudes sur la distribution de puissance (0.5 %)

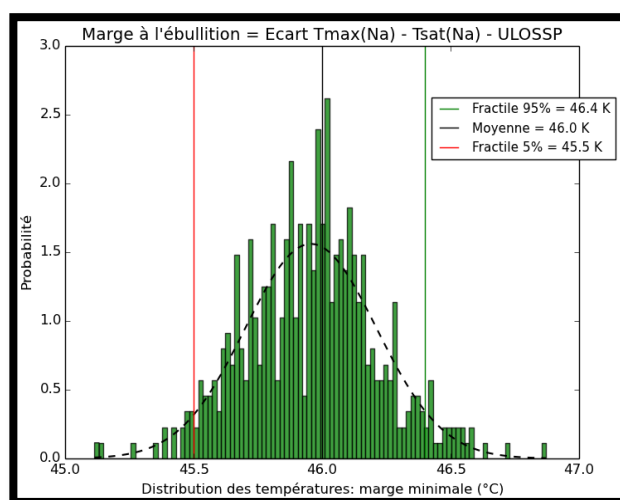


Figure 128 Propagation des incertitudes sur la distribution de puissance (5 %)

La faible dispersion des marges obtenues avec une incertitude de 5% montre que l'incertitude sur ce paramètre influe peu sur l'incertitude sur la marge avant ébullition pour ce transitoire. L'approximation qui consiste à appliquer l'incertitude sur le pic de puissance à l'ensemble des valeurs locales de puissance dans le cœur n'aura que peu d'impact sur les quantiles calculés à partir de la distribution des marges en transitoire.

3. Propagation des incertitudes avec SAS4A/SASSYS-1

Les nouvelles méthodes permettant de propager les incertitudes issues des grandeurs neutroniques pendant les transitoires ont été utilisées avec le code CATHARE-2. L'objectif de cette section est de démontrer que cette méthodologie est généralisable à différents codes systèmes et de modélisation thermo-hydraulique et qu'elle ne dépend pas de la modélisation du cœur. Ainsi, les résultats obtenus (quantiles à 5 %) avec les différentes méthodes et en utilisant SAS4A/SASSYS-1 sont comparés aux résultats obtenus avec CATHARE-2 et des données d'entrée (valeurs centrées et incertitudes) similaires.

L'exercice de comparaison a été mené pour des propagations des incertitudes issues de l'effet de dilatation du sodium, de l'effet Doppler et de l'effet de dilatation du sommier pendant un ULOHS et un ULOSSP.

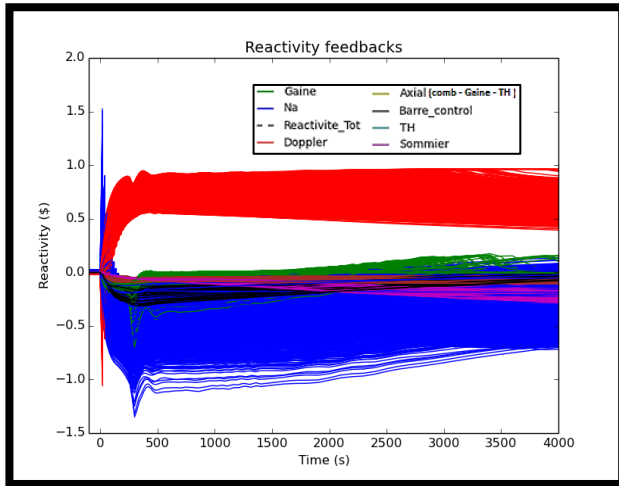
Propagation des incertitudes issues de l'effet de dilatation sodium en ULOSSP

Figure 129 Propagation de l'incertitude sur la dilatation sodium: Impact sur les contre-réactions avec σ constantes

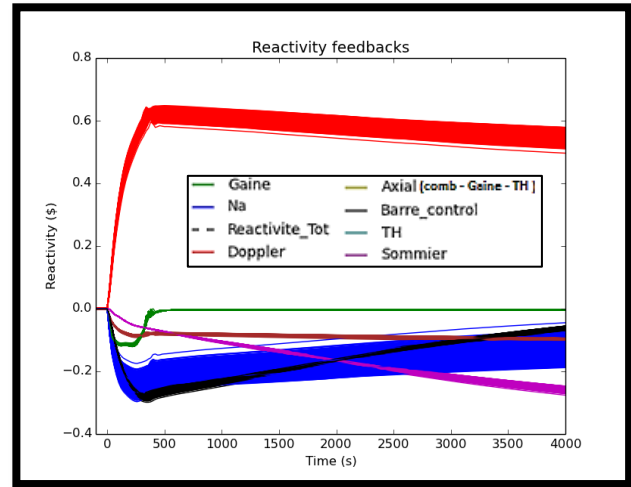


Figure 130 Propagation de l'incertitude sur la dilatation sodium: Impact sur les contre-réactions avec σ sans corrélation

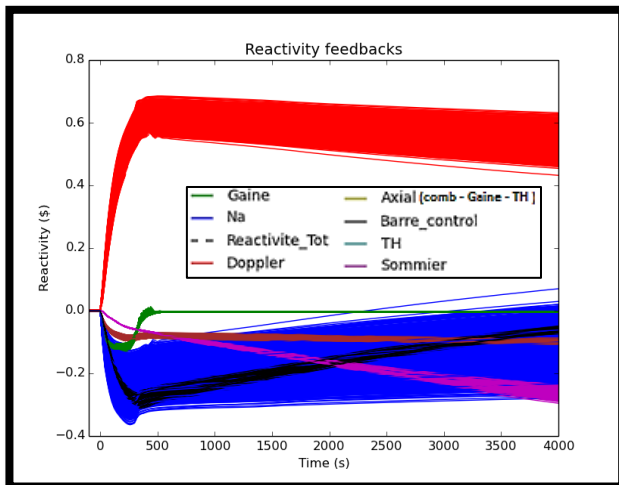


Figure 131 Propagation de l'incertitude sur la dilatation sodium: Impact sur les contre-réactions avec σ locales (corrélations intégrées)

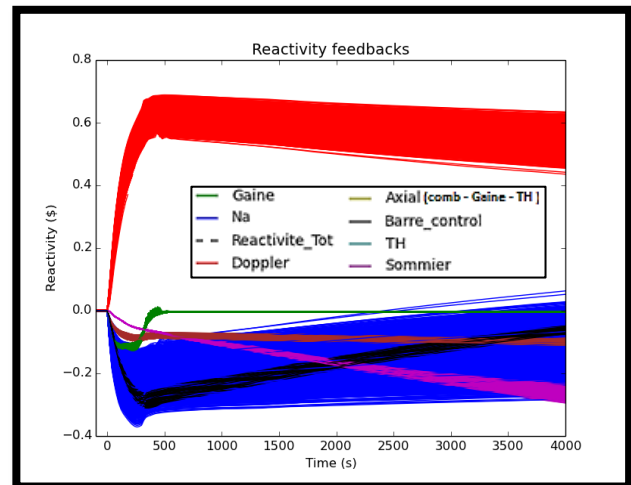


Figure 132 Propagation de l'incertitude sur la dilatation sodium: Impact sur les contre-réactions avec σ sous la forme de matrice

Les propagations des incertitudes issues de l'effet de dilatation sodium avec SAS4A/SASSYS-1 avec les quatre méthodes étudiées conduisent à des résultats et des conclusions similaires à ceux obtenus avec CATHARE-2. En effet, la dispersion des contributions des contre-réactions pendant le transitoire sont les plus importantes avec la méthode recourant aux incertitudes constantes et les plus faibles avec la méthode basée sur des incertitudes locales mais sans prise en compte des corrélations. En outre, plusieurs simulations SAS4A/SASSYS-1 s'arrêtent prématurément avec l'utilisation des incertitudes constantes, indiquant que la température d'ébullition du sodium est atteinte à ce moment précis du transitoire.

L'incertitude sur la dilatation sodium a un impact important sur la contribution de cet effet neutronique au cours du transitoire avec une dispersion très importante des résultats de simulations. En outre, cette incertitude impacte indirectement et de manière significative la contribution des autres effets neutroniques par phénomène de contre-réaction neutronique (notamment la contribution de l'effet Doppler).

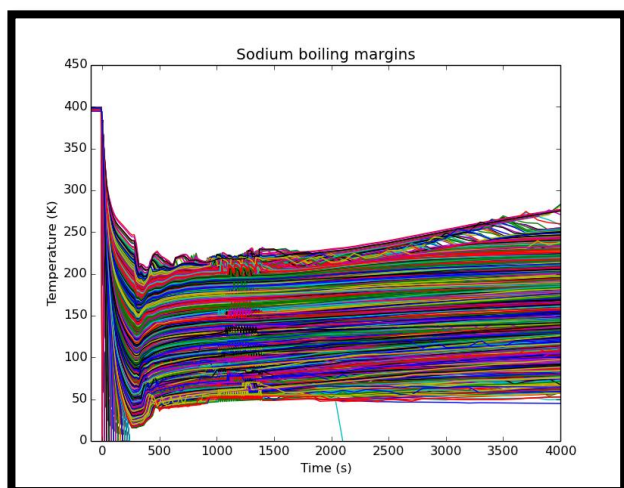


Figure 133 Incertitude constante pour la dilatation sodium :
Marge avant ébullition

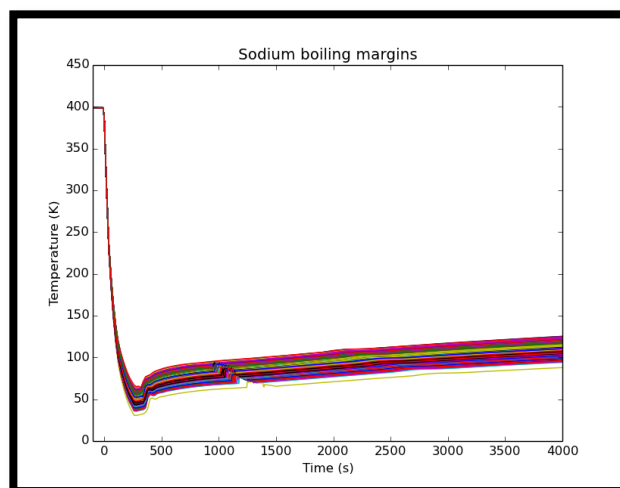


Figure 134 Incertitude locale sans corrélation pour la
dilatation sodium: Marge avant ébullition

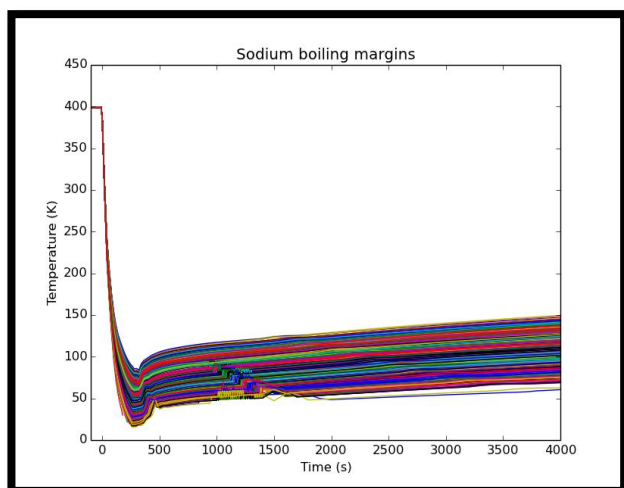


Figure 135 Incertitude avec corrélation intégrées pour la
dilatation sodium: Marge avant ébullition

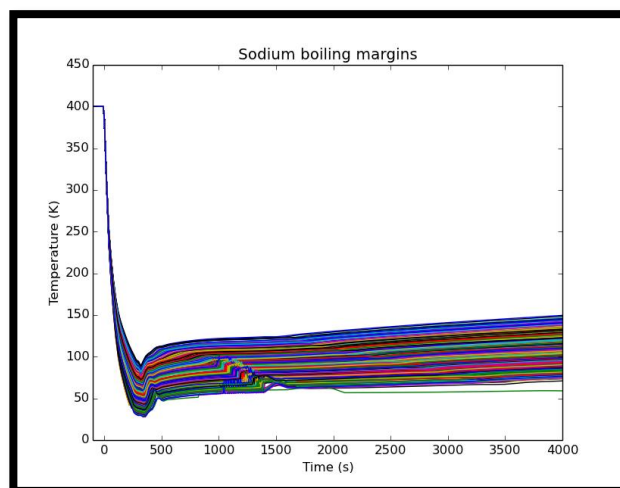


Figure 136 Propagation de l'incertitude sur la dilatation
sodium : Marge avant ébullition

En comparant, les distributions des marges avant ébullition obtenues avec les quatre méthodes distinctes, les observations sont les mêmes qu'avec CATHARE-2. A savoir :

- un grand nombre de simulations mènent à l'ébullition sodium avec l'utilisation des incertitudes constantes (cf. Figure 141). Avec cette méthode, le quantile à 5 % est nul et ne permet pas d'avoir de marge de sûreté pour ce transitoire,
- la dispersion des marges à ébullition est plus limitée avec l'utilisation des incertitudes locales sans corrélation. Le quantile à 5 % obtenu en ne propageant que les incertitudes issues de l'effet de dilatation sodium est de l'ordre de 44 °C avec cette méthode,
- avec la prise en compte les corrélations, que ce soit en les intégrant directement dans les valeurs des incertitudes ou en utilisant une matrice de covariance, les quantiles obtenus sont assez similaires et de l'ordre de 30 °C. L'impact des corrélations sur le niveau des quantiles est donc assez important avec un impact de l'ordre de 15 °C dans cet exemple.

Bilan des propagations en ULOHS et en ULOSSP avec SAS4A/SASSYS-1

ULOHS (moyenne = 188.1 °C)		Quantile à 5 %		
Méthode	σ constantes	σ locales sans corrélation	σ locales avec corrélations intégrées	σ locales - matrice de covariances
Dilatation du sommier	186,2	- ¹		
Effet Doppler	186,1	187,6	186,3	186,4
Dilatation du Sodium	114,2	180,8	160,8	162,1
Doppler + Sodium	113,4	179,9	159,4	160,8

Tableau 73 – Quantiles à 5 % obtenues sur la marge avec les quatre méthodes de propagation et en propageant les incertitudes sur différents paramètres neutroniques pendant un ULOHS

ULOSSP (moyenne = 49.8 °C)		Quantile à 5 %		
Méthode	σ constantes	σ locales sans corrélation	σ locales avec corrélations intégrées	σ locales -: matrice de covariances
Dilatation du sommier	49,2	-		
Effet Doppler	46	47,5	44,8	46
Dilatation du Sodium	0	43,7	29,9	32,3
Doppler + Sodium	0	42,8	28,4	29,1

Tableau 74– Quantiles à 5 % sur la marge obtenues avec les quatre méthodes de propagation et en propageant les incertitudes sur différents paramètres neutroniques pendant un ULOSSP

¹ Le coefficient de réactivité utilisé pour l'effet sommier est un coefficient global sur le cœur. Dans ce cas précis, les méthodes de propagation se ramènent toutes à la méthode 1.

En comparant les quantiles obtenus avec les différents méthodes à ceux obtenus avec la méthode s'appuyant sur la matrice de covariances des paramètres neutroniques (méthode à priori la plus précise étant donnée qu'elle ne repose sur aucune approximation), on observe :

- une sous-estimation des quantiles avec la méthode basée sur l'hypothèse qui consiste à affecter l'incertitude calculée pour l'effet globale sur le cœur à chaque valeur locale
- une surestimation des quantiles avec la méthode s'appuyant sur l'évaluation des incertitudes locales mais sans prise en compte des corrélations (autrement dit, en considérant les coefficients de réactivité indépendants et en ne conservant pas l'incertitude totale sur le cœur)
- des niveaux légèrement plus faibles des quantiles obtenus avec des incertitudes locales intégrant les corrélations suivant l'hypothèse que 50 % de la corrélation est affectée à chacun des paramètres corrélés.

Cette analyse confirme les conclusions des études de propagations réalisées avec CATHARE-2 et met en avant la forte contribution de l'incertitude sur la dilatation du sodium par rapport à la contribution de l'effet Doppler et la dilatation du sommier.

D. Conclusion sur la propagation des incertitudes en transitoires

Une nouvelle méthodologie a été développée pour propager les incertitudes neutroniques au cours des transitoires. Cette méthodologie se base sur une approche Monte Carlo qui consiste tout d'abord à faire des tirages aléatoires dans les lois de distribution des données d'entrée des études de thermo-hydraulique comme par exemple les grandeurs neutroniques. Ensuite un grand nombre de simulations permet d'obtenir les lois de distributions associées aux paramètres caractérisant le comportement du cœur pendant le transitoire comme la température maximale atteinte par le sodium.

La nouveauté de cette méthodologie vient du procédé mis en place pour évaluer les paramètres neutroniques dans un format compatible aux études de transitoires et sans perte d'information.

En effet, dans une première approche, les incertitudes sur les paramètres neutroniques évaluées de manière « classique », c'est-à-dire sur le coefficient global cœur, ont été utilisées pour chaque valeur locale (c'est-à-dire dans les différentes mailles spatiales) de l'effet neutronique étudié. Cette approche a conduit à une estimation importante de l'incertitude sur la marge avant ébullition pour les transitoires non-protégés étudiés d'un ULOHS ou d'un ULOSSP. Pour ces cas d'études, l'approximation qui consiste à utiliser la même incertitude relative pour tous les coefficients locaux s'est avérée « enveloppe » du point de la sûreté avec des estimations des marges de sûreté réduites. Néanmoins, cette estimation non réaliste peut s'avérer problématique dans l'optique d'un gain de performances ou d'une réduction des coûts des réacteurs de quatrième génération. De plus, pour d'autres scénarios de transitoires ou pour des concepts de cœurs différents, cette méthode ne garantit pas au concepteur des résultats pessimistes (incertitude globale non conservée).

Afin d'évaluer plus précisément les incertitudes affectant chaque coefficient local, une deuxième approche a consisté à évaluer des incertitudes locales en appliquant « la formule du sandwich » dans chaque maille du cœur. Cette méthode permet donc d'obtenir des incertitudes locales dans un format similaire à celui des coefficients de réactivité. Cependant l'incertitude globale sur le cœur n'est pas conservée avec une sous-estimation de l'incertitude affectant les paramètres neutroniques. La perte d'information résultant de l'hypothèse qui consiste à considérer tous les coefficients de contre-réactions indépendants et correspondant quantitativement à l'écart avec la valeur des incertitudes globales sur le cœur des différents paramètres neutroniques entraîne une surestimation des marges de sûreté pendant les transitoires. L'utilisation de cette méthode n'est donc pas envisageable dans la démarche de démonstration de la sûreté du réacteur.

Une troisième approche, plus rigoureuse, a été proposée dans l'objectif d'obtenir d'une part des incertitudes évaluées localement et d'autre part de conserver le niveau d'incertitude du coefficient global sur le cœur des différents paramètres neutroniques. Cette méthodologie se base sur l'évaluation des corrélations existant entre les différents coefficients locaux associés au même effet neutronique mais également des corrélations entre les paramètres neutroniques. En effet, les différents paramètres neutroniques utilisés pour simuler les transitoires sont obtenus à partir du même jeu de données d'entrée impliquant une interdépendance entre les coefficients neutroniques.

Autrement dit, ce sont les mêmes données nucléaires ou données de caractères technologiques qui sont utilisées pour évaluer les différentes grandeurs neutroniques impliquant ainsi des corrélations entre les grandeurs.

Deux méthodes différentes permettent d'évaluer et de prendre en compte des corrélations lors des propagations des incertitudes en transitoires :

- la première se base sur l'approximation qui consiste à affecter la moitié du poids de la corrélation à chacun des paramètres corrélés. Ce poids est ensuite intégré à l'incertitude locale.
- la seconde méthode consiste à évaluer les corrélations entre les coefficients et à fournir ces données sous la forme d'une matrice de variance-covariances des paramètres neutroniques. Ensuite, l'utilisation d'outils capables de traiter les lois de distributions corrélés lors du tirage aléatoire permet de prendre en compte ces corrélations lors de la détermination stochastique des paramètres d'intérêt.

La première méthode est plus simple à mettre en œuvre et se base sur des outils de tirages aléatoires « classiques ». Les résultats obtenus sont assez similaires à ceux obtenus avec la méthode rigoureuse. Néanmoins la méthode conseillée pour propager des incertitudes en transitoires et évaluer précisément les marges avant ébullition est celle mettant en œuvre la matrice de covariances des paramètres neutroniques étant donné qu'elle ne se base sur aucune hypothèse arbitraire et ne nécessite pas beaucoup d'efforts supplémentaires (temps de calcul similaire, et besoin d'un outil capable de réaliser une décomposition de Choleski).

Bien que les résultats de propagation des incertitudes neutroniques avec les méthodes les plus précises conduisent à une dispersion assez importante des contributions des différentes contre-réactions au cours des transitoires étudiées, l'impact des incertitudes sur la variation de la réactivité globale reste limité. Cette dispersion faible est le résultat de compensations (avec des effets d'autres contre-réactions) entre les grandeurs neutroniques. L'incertitude associée à un paramètre neutronique fixé a donc un impact indirect important sur les autres paramètres. Globalement la perturbation d'un paramètre a ainsi tendance à être atténuée¹.

Finalement, l'impact des incertitudes issues des paramètres neutroniques sur la marge avant ébullition est relativement faible par rapport aux marges disponibles pour les scénarios de transitoires étudiés (incertitudes à 2σ de 10 °C alors que les marges sont respectivement de l'ordre de 200°C en ULOHS et de 46°C ULOSSP).

Ces incertitudes ont pour contributeur principal l'incertitude associée à l'effet de dilatation sodium. En comparaison, les incertitudes obtenues avec la première approche et l'utilisation d'incertitude

¹ Ce phénomène est observé pour les transitoire de type ULOxx où les différentes contre-réactions interviennent simultanément. La propagation des incertitudes lors d'un transitoire UTOP rapide où l'effet Doppler est le principal paramètre neutronique intervenant en début de transitoire serait par ailleurs intéressante à analyser.

globale sur le cœur conduisent à une marge avant ébullition du sodium (en prenant en compte les quantiles à 5%) inférieur de respectivement 10 °C en ULOHS et 30 °C en ULOSSP. De plus, certaines simulations peuvent atteindre l'ébullition du sodium pour le scénario ULOSSP. En revanche, les quantiles à 5 % obtenus avec la seconde approche recourant aux incertitudes locales mais sans prise en compte des corrélations sont supérieurs de l'ordre de 5 °C que ce soit en ULOHS ou en ULOSSP.

Ces niveaux d'incertitudes sont optimistes. En effet, ils prennent seulement en compte les incertitudes issues des données nucléaires en début de vie. Une réévaluation devra être réalisée avec des incertitudes sur les données nucléaires actualisées tenant compte de l'évolution du combustible. La réévaluation devra aussi tenir compte des incertitudes issues des données de caractères technologiques comme celle liée à la restructuration de la pastille combustible au cours de l'irradiation qui impacte la conductivité équivalente pastille caloporteur entre autres.

Finalement, ce travail de thèse a permis de mettre en place une nouvelle méthodologie pour calculer les grandeurs neutroniques et les incertitudes associées de manière précise. L'impact de la méthodologie a été mis en avant en comparant ses résultats avec les approches utilisées jusqu'à présent.

Cette nouvelle méthodologie sera appliquée au CEA pour les futures études de sûreté du réacteur ASTRID. Ces propagations d'incertitudes prendront également en compte les autres paramètres incertains comme

- les paramètres des pompes (inertie des pompes primaires et secondaires, frottements, vitesses de repli des pompes primaires et durée des batteries pour repli des pompes primaires),
- les paramètres réacteurs (puissance résiduelle, temps d'assèchement des générateurs de vapeur ...),
- les paramètres thermiques (constante de temps de dilatation du sommier, coefficients d'échanges des échangeurs intermédiaires, coefficients d'échanges pastilles-gaines....),
- les pertes de charges (perte de charge singulière en entrée des échangeurs intermédiaires, perte de charge singulière en pied d'assemblage)...

L'objectif final étant d'une part d'évaluer le plus précisément possible la marge à ébullition en prenant en compte les incertitudes et d'autre part de discriminer les contributeurs majoritaires afin d'améliorer les données associées et de réduire les incertitudes.

Références

- [**Dos13**] N. DOS SANTOS, « Optimisation de l'approche de représentativité et de transposition pour la conception neutronique de programmes expérimentaux dans les maquettes critiques », Thèse de doctorat, Université de Grenoble, 2013.
- [**Dev04**] N. DEVICTOR, « Advances in methods for uncertainty and sensitivity analysis ». Proceedings of the workshop Level 2 PSA and Severe Accident Management, OCDE/AEN/CSNI/WGRISK, Köln, March, 2004.
- [**Gau10**] F. GAUTIER, « URANIE : The CEA/DEN Uncertainty and Sensitivity platform », Procedia Social and Behavioral Sciences, Volume 2, Issue 6, Sixth International Conference on Sensitivity Analysis of Model Output, pp 7660-7661, ISSN 1877 -0428, DOI : 10.1016/j.sbspro.2010.05.166, 2010.
- [**Ioo09**] B. IOOSS, « Contribution au traitement des incertitudes en modélisation numérique », Habilitation à diriger des recherches, Université Paul Sabatier, 2009.
- [**Sum13**] T. SUMNER, T. H. FANNING, T. SOFU, « SAS4A/SASSYS-1, Results of the ASTRID Safety Analysis Benchmark », ANL-ARC-281, March 2013.
- [**Ten85**] A.M. TENTNER, et al., « The SAS4A LMFBR Whole Core Accident Analysis Code », Proc. International Meeting on Fast Reactor Safety, Knoxville, TN, April, 1985.

CONCLUSIONS GÉNÉRALES & PERSPECTIVES

Conclusions

Les travaux réalisés dans cette thèse avaient pour objectifs la mise en place d'une méthodologie permettant :

- d'une part, d'évaluer précisément les grandeurs neutroniques d'intérêt des réacteurs à neutrons rapides à caloporteur sodium intégrant des innovations importantes au niveau du design,
- d'autre part, d'estimer des incertitudes associées à ces paramètres.

Les premiers travaux ont démontré la particularité du concept de « cœur à faible effet de vidange » (CFV). A savoir, un effet de vidange proche de zéro résultant d'une forte compensation entre une composante positive en partie centrale du cœur et d'une contribution fortement négative en périphérie du cœur radialement ou axialement, en particulier dans la partie supérieure du cœur. Par ailleurs, il a été démontré que la composante négative de l'effet de vidange n'est pas linéaire avec le taux de vide. Cette spécificité est le résultat d'un design de cœur hétérogène qui nécessite l'utilisation d'outils de calculs robustes.

Par conséquent, un schéma de calcul de « référence » a été défini en mettant en œuvre des solveurs de flux « modernes » (SNATCH) basés sur des méthodes « Sn » et des géométries hexagonales en trois dimensions. Les valeurs des paramètres neutroniques du cœur CFV obtenues avec ce schéma ont été comparées, à la fois, aux résultats de calculs réalisés avec les outils couramment utilisés au CEA (BISTRO, H3D, VARIANT), et aux valeurs obtenues avec le code de référence Monte Carlo TRIPOLI4 à même jeu de sections efficaces. L'intérêt pour TRIPOLI4 d'utiliser les sections efficaces multi-groupes des outils déterministes est de s'affranchir du biais dû à l'autoprotection et à la mise en groupes des sections efficaces. Les comparaisons ont démontré l'apport des méthodes Sn3D (le code SNATCH dans cette étude mais transposable au code MINARET d'APOLLO3), en particulier pour le calcul des effets en réactivité associés à la perte de sodium dans le cœur.

Des outils de perturbations ont alors été implémentés afin d'utiliser les flux calculés avec SNATCH pour évaluer les distributions spatiales des contre-réactions neutroniques. La comparaison de ces distributions avec celles obtenues en mettant en œuvre le solveur H3D (approximation de la

diffusion en géométrie 3D Hexagonale-Z) ou le solveur BISTRO (approximation en géométrie 2D) a mis en avant des compensations d'effets entre le centre et la périphérie du cœur et des contributions assez différentes du plenum de sodium à l'effet de vidange. Finalement, il a été conclu que ces écarts pouvaient avoir un impact lors de l'évaluation du comportement du cœur pendant les transitoires avec les codes systèmes et que l'utilisation de méthodes Sn3D est recommandée pour l'étude de cœur hétérogène comme le concept CFV.

Ces outils ont ensuite été adaptés afin de calculer des sensibilités des grandeurs neutroniques aux données nucléaires. Les sensibilités obtenues avec SNATCH ont alors été comparées aux sensibilités calculées en approximation de la diffusion. Comme pour les grandeurs neutroniques, l'apport des méthodes Sn3D a été mis en avant pour le calcul des sensibilités, avec des coefficients de sensibilités différents notamment pour les réactions de diffusions élastiques et inélastiques du sodium ou sur les isotopes de l'acier.

Ces sensibilités ont ensuite été combinées aux matrices de variances-covariances afin d'estimer les incertitudes sur les paramètres neutroniques. Le niveau actuel des covariances sur les données nucléaires implique des incertitudes similaires en utilisant des sensibilités obtenues en transport exact ou en diffusion pour :

- le facteur de multiplication effectif,
- l'effet Doppler,
- les effets de dilatation des gaines et des tubes hexagonaux,
- l'effet de dilatation du sommier,
- l'effet de dilatation du combustible.

Néanmoins, les niveaux des incertitudes associés aux effets liés à la perte de sodium dans le cœur obtenues en transport exact ou en diffusion ne sont pas similaires, mettant ainsi en avant l'importance du traitement en transport pour ces effets neutroniques. Compte tenu du niveau des variances et covariances des matrices actuelles, il apparaît finalement suffisant de calculer les coefficients de sensibilité sur les paramètres neutroniques en approximation de la diffusion pour les différentes grandeurs excepté pour les effets associés à la dilatation ou à la vidange du sodium qui nécessitent un traitement plus spécifique en transport 3D exact (dans ce travail, cela a été mis en évidence pour l'étape cœur).

Parallèlement à ce travail, des développements ont été réalisés pour calculer des sensibilités sur le pic de fission dans le cœur et les paramètres cinétiques en mettant en œuvre la théorie des perturbations généralisées. Ces outils complètent ainsi la méthodologie et permettent d'avoir accès aux incertitudes sur l'ensemble des paramètres neutroniques utilisés pour simuler les transitoires.

Suite à ces développements, les incertitudes sur les paramètres neutroniques obtenues avec la bibliothèque de données nucléaires JEFF3.1.1 associée à la matrice de covariance COMAC ont été décomposées par isotope et réaction afin d'identifier à la fois les contributeurs majoritaires et les pistes de progrès, dans l'objectif d'une amélioration des évaluations des données nucléaires. Ces

analyses ont mis en avant une contribution importante des incertitudes associées à la fission du Pu239, à la capture et à la diffusion de l'inélastique de l'U238 et des contributions plus faibles des réactions de diffusions élastiques du Na23 et du Fer56. D'autre part, un exercice similaire a été réalisé en utilisant la bibliothèque ENDF-BVII-1 et la matrice de covariances COMMARA. La comparaison des résultats obtenus avec chacune des bibliothèques a mis en avant, globalement, des bons accords sur la valeur des grandeurs neutroniques avec néanmoins des compensations importantes entre les contributions des isotopes et des réactions. Les écarts au niveau de chaque isotope et réaction sont toutefois compris dans les intervalles d'incertitudes obtenus avec les matrices de covariances associées à chaque bibliothèque. En conclusion, ces résultats permettent d'identifier les pistes de progrès des évaluations de données nucléaires mais également de s'assurer que les incertitudes sur les données nucléaires ne sont pas, à priori, sous-évaluées.

Suivant le même objectif, c'est-à-dire, avec la volonté de vérifier que les incertitudes sur les données nucléaires ne sont pas sous-évaluées mais également, avec l'idée d'illustrer le travail de validation expérimentale des outils de calculs, il a été décidé de réinterpréter les mesures d'effet Doppler réalisées sur le cœur de démarrage du réacteur SUPER-PHENIX. La confrontation des calculs à l'expérience a permis de conforter les apports des méthodes de résolution de l'équation de Boltzmann en transport exact avec des C/E en très bon accord. Ces écarts sont compris dans les intervalles d'incertitudes avec néanmoins une forte incertitude expérimentale qui ne permet pas de conclure quant au niveau des incertitudes de calcul.

Afin de conclure sur l'impact de ces améliorations méthodologiques, des simulations de deux transitoires accidentels considérés comme des transitoires de référence pour ASTRID ont été réalisées avec d'une part des coefficients de contre-réactions calculés en approximation de la diffusion et d'autre part en transport exact. L'utilisation de contre-réactions calculées en théorie du transport a un impact limité sur les marges avant ébullition sodium. L'impact est ainsi de l'ordre de 5 à 10 °C avec comme origine principale l'effet de dilatation sodium. Il faut noter que les codes systèmes utilisés lors de ces études considèrent un maillage du cœur en un nombre limité de « dérivations ». Le regroupement des assemblages en dérivations a pour impact de « moyenner » les effets neutroniques. Ainsi, l'utilisation d'un maillage plus fin du cœur pourrait entraîner un impact plus important du traitement en transport par rapport à la diffusion.

Dans l'objectif de propager les incertitudes neutroniques pendant les transitoires, une nouvelle méthode a été développée au cours de la thèse. Cette méthode de propagation se base sur une approche Monte Carlo où les différents paramètres neutroniques sont tirés aléatoirement dans les lois de distributions associées. Ainsi, suivant cette démarche, il est nécessaire d'évaluer des incertitudes associées à chaque valeur locale de la distribution spatiale des effets neutroniques. Dans cette optique, plusieurs méthodes d'évaluation ont été proposées et analysées. La première méthode consiste à appliquer l'incertitude obtenue pour le coefficient global de contre-réactions à chaque valeur locale de la distribution. La deuxième méthode repose sur l'évaluation de sensibilités locales (maillage similaires aux coefficients locaux) et à appliquer « la formule du sandwich » dans chaque maille. L'analyse des résultats de propagation des incertitudes obtenues avec ces deux méthodes a

mis en avant respectivement une sous-estimation et une sur-estimation de la marge avant ébullition sodium. En effet, ces deux méthodes ne conservent pas l'incertitude globale sur le cœur ni ne prennent en compte de corrélations spatiales entre incertitudes locales.

Afin d'estimer précisément les incertitudes locales sur chaque paramètre, deux autres méthodes ont été proposées. Ces méthodes se basent sur l'évaluation des sensibilités locales mais en tenant compte des corrélations éventuelles entre les paramètres neutroniques. La première approche consiste à intégrer les corrélations directement dans la valeur des incertitudes locales alors que la seconde se ramène à considérer une matrice de covariances des paramètres neutroniques. Les résultats de propagations d'incertitudes conduisent à des marges similaires avec ces deux approches et beaucoup plus précises car respectant les incertitudes globales sur chaque paramètre.

L'analyse détaillée des propagations d'incertitudes a mis en avant de fortes dispersions des contributions de contre-réactions neutroniques au cours des transitoires. Néanmoins, ces effets se compensent les uns, les autres et impactent peu la variation de réactivité globale pour les transitoires étudiés. L'impact des incertitudes neutroniques sur la marge avant ébullition pendant les transitoires est relativement faible (≈ 10 degrés) et principalement issue des incertitudes sur l'effet de dilatation du sodium.

Perspectives

Au cours de la thèse, des développements ont été réalisés au sein de la plateforme PARIS pour allier les outils de perturbations au solveur SNATCH basé sur des méthodes Sn-3D. Les résultats ont mis en avant l'apport de ces méthodes pour le calcul des paramètres neutroniques et des incertitudes associées. Afin de conserver ces améliorations méthodologiques, il apparaît important que ces méthodes soient implémentées et adaptées au sein de la future plateforme de calcul de neutronique « APOLLO3 » du CEA. Le solveur MINARET est dans cette optique, la base de ces développements avec, entre autres, une attention particulière aux méthodes perturbatives que ce soit pour le calcul des contre-réactions que des incertitudes. Par ailleurs, les biais sur le calcul des sections efficaces sont encore importants, notamment en ce qui concerne l'effet de vidange en sodium. Si les biais sur l'effet de vidange sont facilement identifiables, il reste plus difficilement quantifiable pour la dilatation sodium de 1% du fait des dispersions statistiques des simulations Monte-Carlo pour une valeur proche de zéro en fin de cycle. Pour la propagation des biais, il est encore plus difficile à mettre en œuvre dans l'approche locale appliquée dans le cadre de la thèse

Afin de réduire les biais, des calculs utilisant la méthode des PIJ exact vont donc devoir être nécessaires, associés à des solveurs MOC, et si possible sur des géométries 3D afin de pouvoir décrire toute l'hétérogénéité du plénum sodium en particulier.

Un autre point important concerne la validation expérimentale des outils de calcul. Au cours de cette thèse, la réinterprétation d'une mesure d'effet Doppler réalisée sur le cœur de démarrage de Superphénix a permis de conforter l'apport des méthodes Sn-3D. Néanmoins les fortes incertitudes

expérimentales n'ont pas permis de discriminer une méthode de calcul plutôt qu'une autre ce qui montre que l'apport d'une vérification par Monte-Carlo reste nécessaire et permet de fournir les incertitudes de calcul. D'autres expériences devront être interprétées pour valider les incertitudes de calculs des divers paramètres avec une attention particulière devant être portée sur la qualité des mesures lors du choix des expériences.

La méthodologie développée au cours de la thèse a permis de propager les incertitudes issues des données nucléaires jusqu'à la marge avant ébullition du sodium pendant les transitoires. Cette propagation ne prend pas en compte des incertitudes issues des paramètres technologiques ni celles associées à l'évolution des concentrations pendant l'irradiation. Ces résultats devront être mis à jour dès que des données sur les éléments constitutifs du cœur seront définies (des pistes méthodologiques permettant de propager les incertitudes issues des données de caractères technologiques sur les paramètres neutroniques sont fournies en annexe G).

Une analyse plus complète devra aussi tenir compte de la propagation déterministe des incertitudes en évolution/irradiation (couplage complet Bateman/Boltzman en cours d'implémentation dans ERANOS).

La propagation des incertitudes pendant les transitoires devra en outre être étendue aux autres données intervenant dans les simulations de transitoires avec les codes systèmes. Ces données concernent :

- les paramètres des pompes (inertie des pompes primaires et secondaires, frottements, vitesses de repli des pompes primaires et durée des batteries pour repli des pompes primaires),
- les paramètres réacteurs (puissance résiduelle, temps d'assèchement des générateurs de vapeur ...),
- les paramètres thermiques (constante de temps de dilatation du sommier, coefficients d'échanges des échangeurs intermédiaires, coefficients d'échanges pastilles-gaines....),
- les pertes de charges (perte de charge singulière en entrée des échangeurs intermédiaires, perte de charge singulière en pied d'assemblage)...

La propagation des incertitudes affectant l'ensemble des paramètres d'entrée de différents scénarios de transitoires et l'analyse des résultats associés permettront alors d'une part d'estimer précisément les marges de sûreté du concept étudié et d'autre part d'identifier les contributeurs majoritaires à l'incertitude. L'amélioration (en termes de précision) des données d'entrée et la réduction des incertitudes associées permettront in fine de permettre l'obtention de gains en sûreté que l'on exige des nouveaux designs de cœur.

Cette page a été laissée intentionnellement blanche.

ANNEXE A

PUBLICATIONS EN CONFÉRENCES

- C. BOURET, et al., « Improved Methods for Calculating SFR Feedback Reactivity Coefficients, American Nuclear Society, Proc. Int. Conf. ANS National Meeting, Wahington, DC, USA, November 10-13, 2013.
- C. BOURET, et al., « New Methodology For Assessing Reactivity Feedbacks And Uncertainties In Sodium-Cooled Fast Reactors », European Nuclear Society, European Nuclear Conference, Marseille, France, May 10-14, 2014.
- C. BOURET, et al., « Sensitivity and Uncertainty Analysis on the Kinetic Parameters of CFV Sodium Fast Reactor Design of ASTRID », Physor 2014, Kyoto, Japan, September 28 October 3, 2014.
- VARAINE, et al., « DOE-CEA Benchmark on SFR ASTRID Innovative Core Neutronic and Safety Transients Simulations », Proc. Int. Conf. FR13, Paris, France, March 4-7, 2013.
- P. ARCHIER, et al., « COMAC: Nuclear Data Covariance Matrices Library for Reactor Applications », Physor 2014, Kyoto, Japan, September 28 October 3, 2014.

ANNEXE B

DECOUPAGE ENERGETIQUE EN 33 GROUPES ET ORIGINES DES COVARIANCES DE COMAC

Découpage énergétique en 33 groupes exprimé en eV

Groupe	Borne inférieure	Borne supérieure	Groupe	Borne inférieure	Borne supérieure
33	1,000000E-05	1,000000E-01	16	5,530844E+03	9,118820E+03
32	1,000000E-01	5,400000E-01	15	9,118820E+03	1,503439E+04
31	5,400000E-01	4,000000E+00	14	1,503439E+04	2,478752E+04
30	4,000000E+00	8,315287E+00	13	2,478752E+04	4,086771E+04
29	8,315287E+00	1,370959E+01	12	4,086771E+04	6,737947E+04
28	1,370959E+01	2,260329E+01	11	6,737947E+04	1,110900E+05
27	2,260329E+01	4,016900E+01	10	1,110900E+05	1,831564E+05
26	4,016900E+01	6,790405E+01	9	1,831564E+05	3,019738E+05
25	6,790405E+01	9,166088E+01	8	3,019738E+05	4,978707E+05
24	9,166088E+01	1,486254E+02	7	4,978707E+05	8,208500E+05
23	1,486254E+02	3,043248E+02	6	8,208500E+05	1,353353E+06
22	3,043248E+02	4,539993E+02	5	1,353353E+06	2,231302E+06
21	4,539993E+02	7,485183E+02	4	2,231302E+06	3,678794E+06
20	7,485183E+02	1,234098E+03	3	3,678794E+06	6,065307E+06
19	1,234098E+03	2,034684E+03	2	6,065307E+06	1,000000E+07
18	2,034684E+03	3,354626E+03	1	1,000000E+07	1,964033E+07
17	3,354626E+03	5,530844E+03			

Tableau 75 Découpage énergétique à 33 groupes

Matrice de covariance COMAC

Les incertitudes sur les sections efficaces de réactions sont données en format multi-groupes et stockées sous la forme d'une matrice de variance-covariances. La diagonale de la matrice représente les variances sur les sections dans les différents groupes d'énergies et les termes non-diagonaux les différentes corrélations entre les sections et/ou isotopes (sur les groupes et les réactions). Les matrices de variance-covariance sur les données nucléaires sont généralement produites simultanément aux évaluations et associées à une bibliothèque de données nucléaires. La matrice COMAC-V0 a été préparée au SPRC/LEPh et décrite dans le format AMERE avec un découpage énergétique en 33 groupes d'énergie.

Origines des covariances de COMAC-V0

Isotope	Origine	Isotope	Actinides Origine
05-B-10	JENDL-4.0	92-U-235	LEPh (thermal groups E<4eV) + ENDF/B-VII.1 (Continuum)
06-C-0	ENDF/B-VII.1	92-U-236	En cours
08-O-16	JENDL-4.0	92-U-238	LEPh
11-Na-23	LEPh	93-Np-237	LEPh (RRR) 0 JENDL-4.0 (Continuum)
13-Al-27	LEPh	94-Pu-238	JENDL-4.0
23-V-51	LEPh	94-Pu-239	LEPh (RRR) JENDL-4.0 Corrélations dans le continuum avec les variances LEPh
24-Cr-52	ENDF/B-VII.1	94-Pu-240	ENDF/B-VII.1 0 Spectre issu JENDL-4.0
26-Fe-56	LEPh	94-Pu-241	ENDF/B-VII.1 0 Spectre issu JENDL-4.0
27-Co-59	LEPh	94-Pu-242	ENDF/B-VII.1
27-Co-60	LEPh	95-Am-241	LEPh (RRR) 0 JENDL-4.0 (Continuum)
28-Ni-58	ENDF/B-VII.1	95-Am-243	JENDL-4.0
40-Zr-90	ENDF/B-VII.1	96-Cm-242	ENDF/B-VII.1
40-Zr-91	ENDF/B-VII.1	96-Cm-243	ENDF/B-VII.1
40-Zr-92	ENDF/B-VII.1	96-Cm-244	ENDF/B-VII.1
40-Zr-94	ENDF/B-VII.1	96-Cm-245	ENDF/B-VII.1
40-Zr-95	ENDF/B-VII.1		
40-Zr-96	ENDF/B-VII.1		
62-Sm-149	LEPh + TENDL 2009 Continuum		
64-Gd-155	LEPh		
72-Hf-174	LEPh		
72-Hf-177	LEPh		
72-Hf-178	LEPh		
72-Hf-179	LEPh		
72-Hf-180	LEPh		

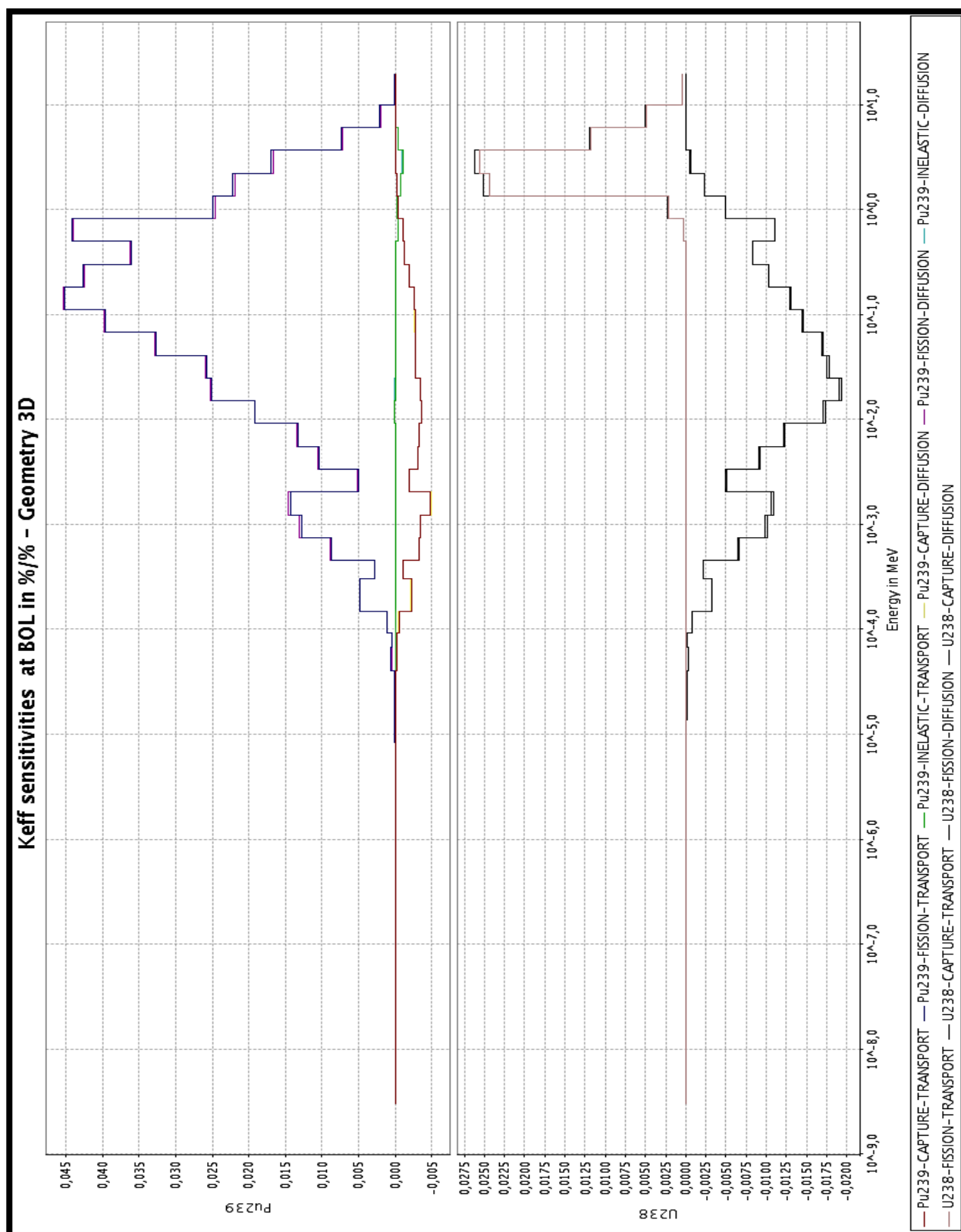
Tableau 76 Matrice COMAC V0 : Isotopes présents et origines des variances

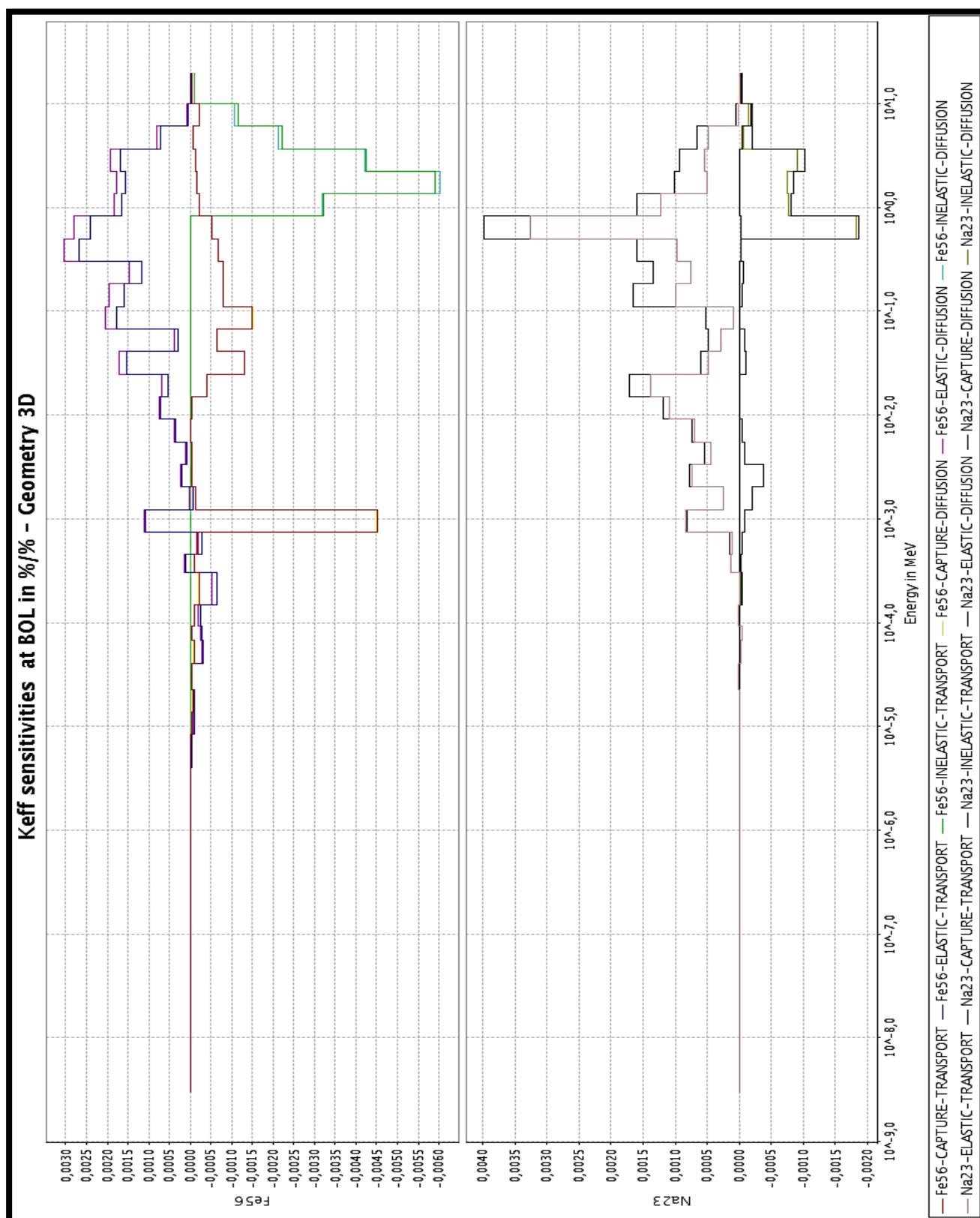
ANNEXE C

PROFILS DE SENSIBILITES

Les profils de sensibilités obtenus en théorie du transport avec H3D et en approximation de la diffusion avec SNATCH sont comparés dans le Chapitre III. Les figures suivantes permettent de compléter et d'illustrer ces comparaisons.

a) Sensibilités sur le facteur de multiplication effectif

Figure 137 Profils de sensibilités sur le k_{eff} obtenus pour l'U238 et le Pu239 en diffusion et transport

Figure 138 Profils de sensibilités sur le k_{eff} obtenus pour le Na23 et le Fe56 en diffusion et transport

a) Sensibilités sur effet Doppler +1000°C

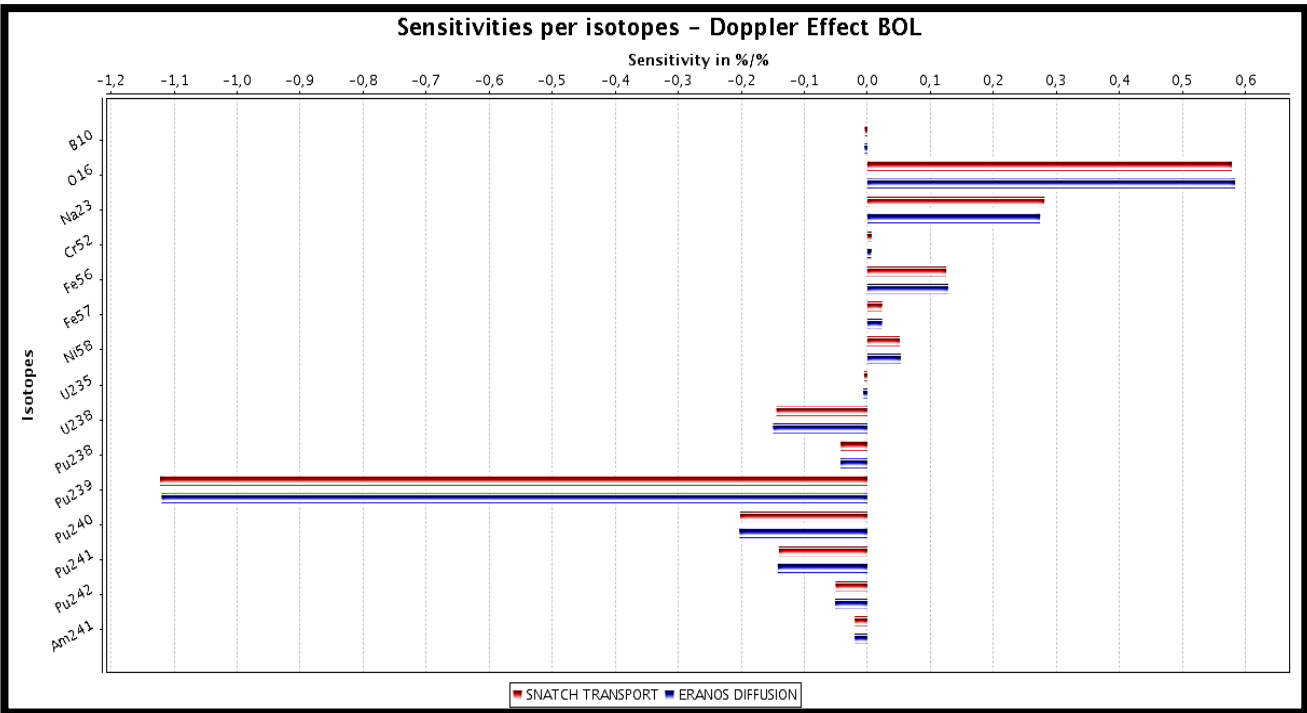


Figure 139 Sensibilités sur l'effet Doppler obtenues en diffusion et en transport par isotope

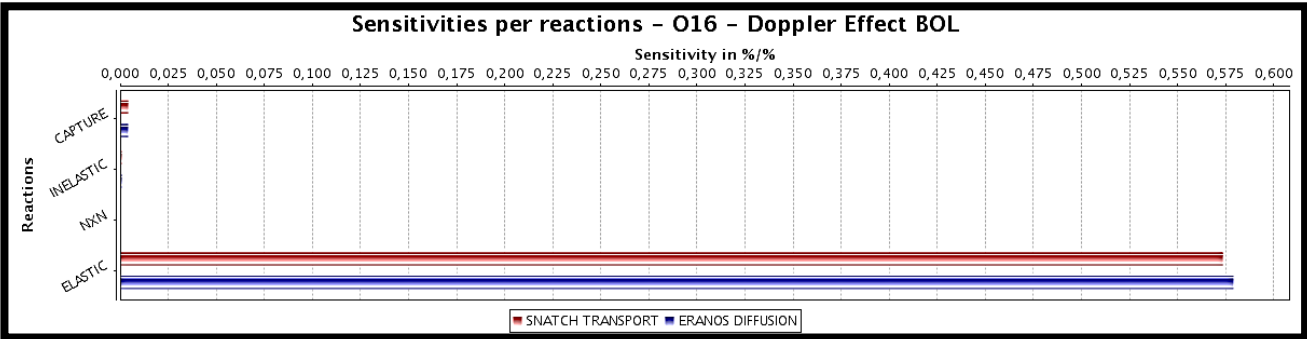


Figure 140 Sensibilités sur l'effet Doppler à l'O16 obtenues en diffusion et en transport

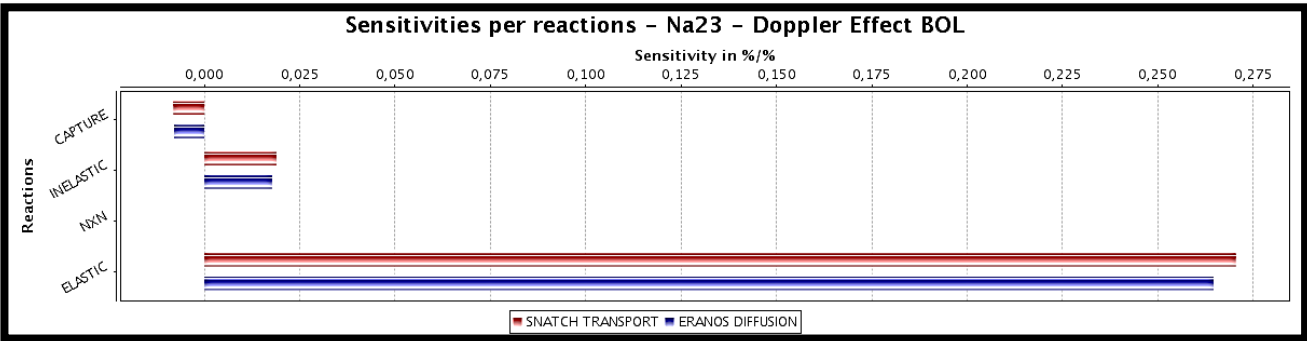


Figure 141 Sensibilités sur l'effet Doppler au Na23 obtenues en diffusion et en transport

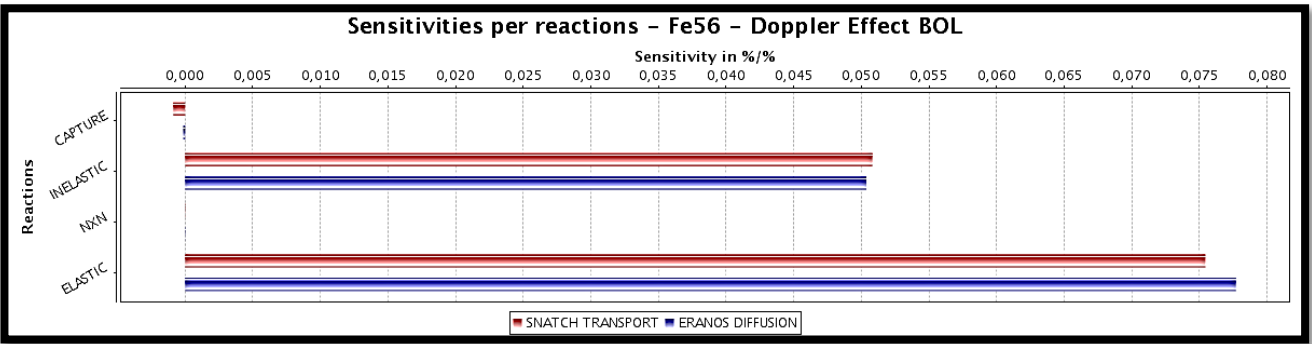


Figure 142 Sensibilités sur l'effet Doppler au Fe56 obtenues en diffusion et en transport

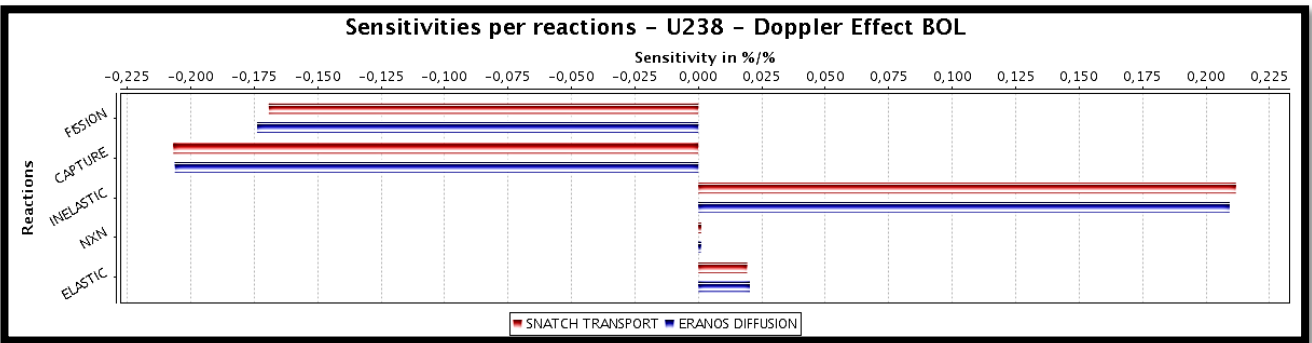


Figure 143 Sensibilités sur l'effet Doppler à l'U238 obtenues en diffusion et en transport

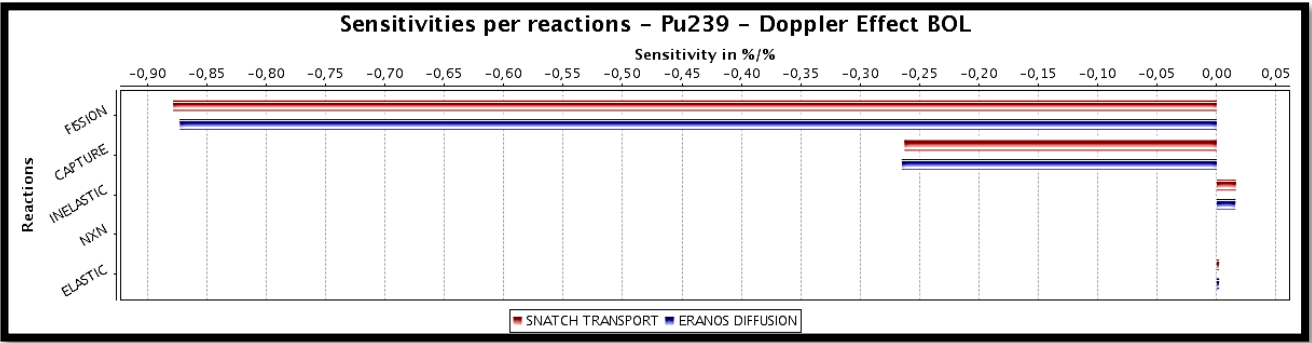


Figure 144 Sensibilités sur l'effet Doppler au Pu239 obtenues en diffusion et en transport

b) Sensibilités sur l'effet de dilatation axiale du combustible 1%

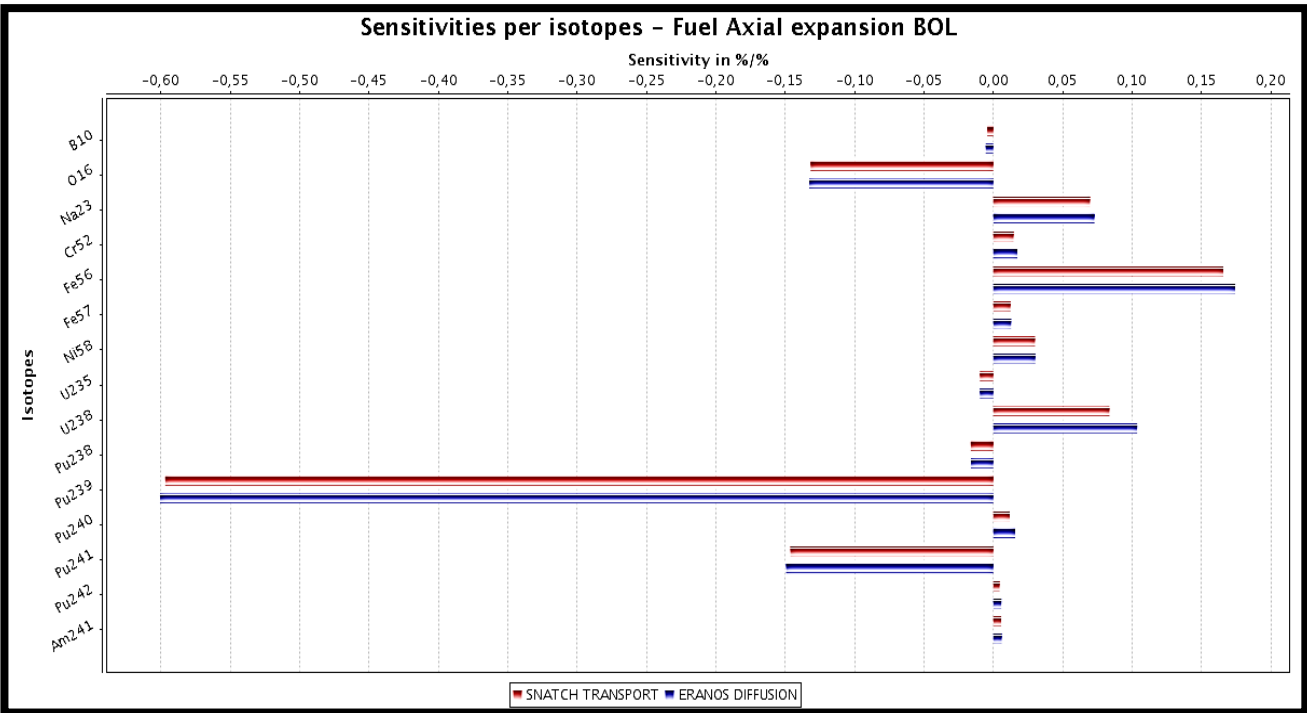


Figure 145 Sensibilités sur la dilatation axiale du combustible de 1% obtenues en diffusion et en transport par isotope

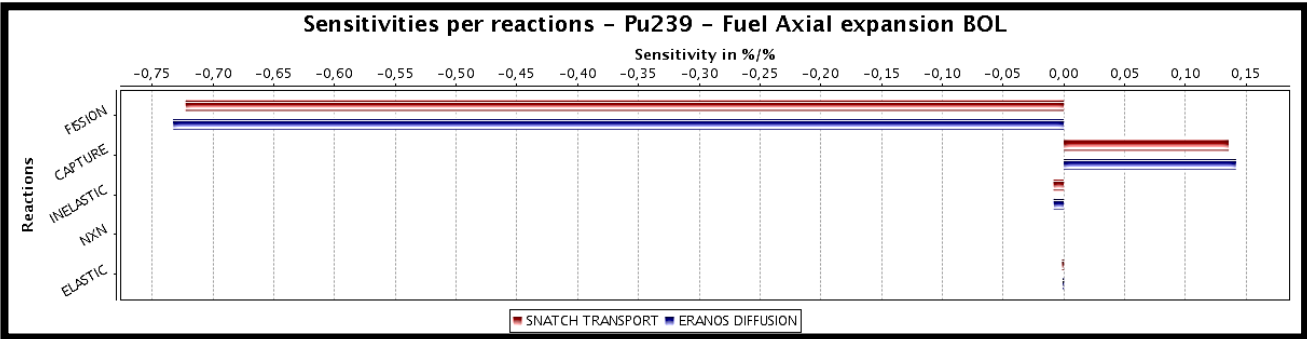


Figure 146 Sensibilités sur la dilatation axiale du combustible de 1% obtenues en diffusion et en

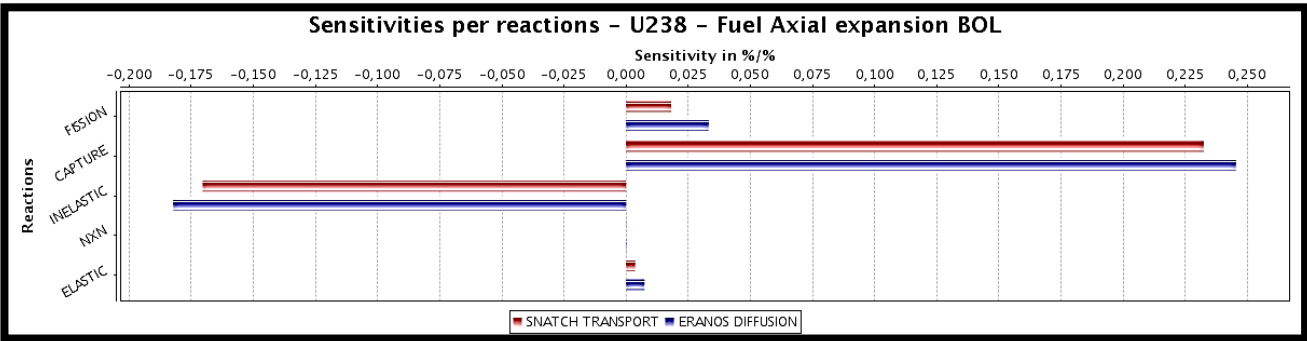


Figure 147 Sensibilités sur la dilatation axiale du combustible de 1% obtenues en diffusion et en

c) Sensibilités sur l'effet de dilatation du sommier 1%

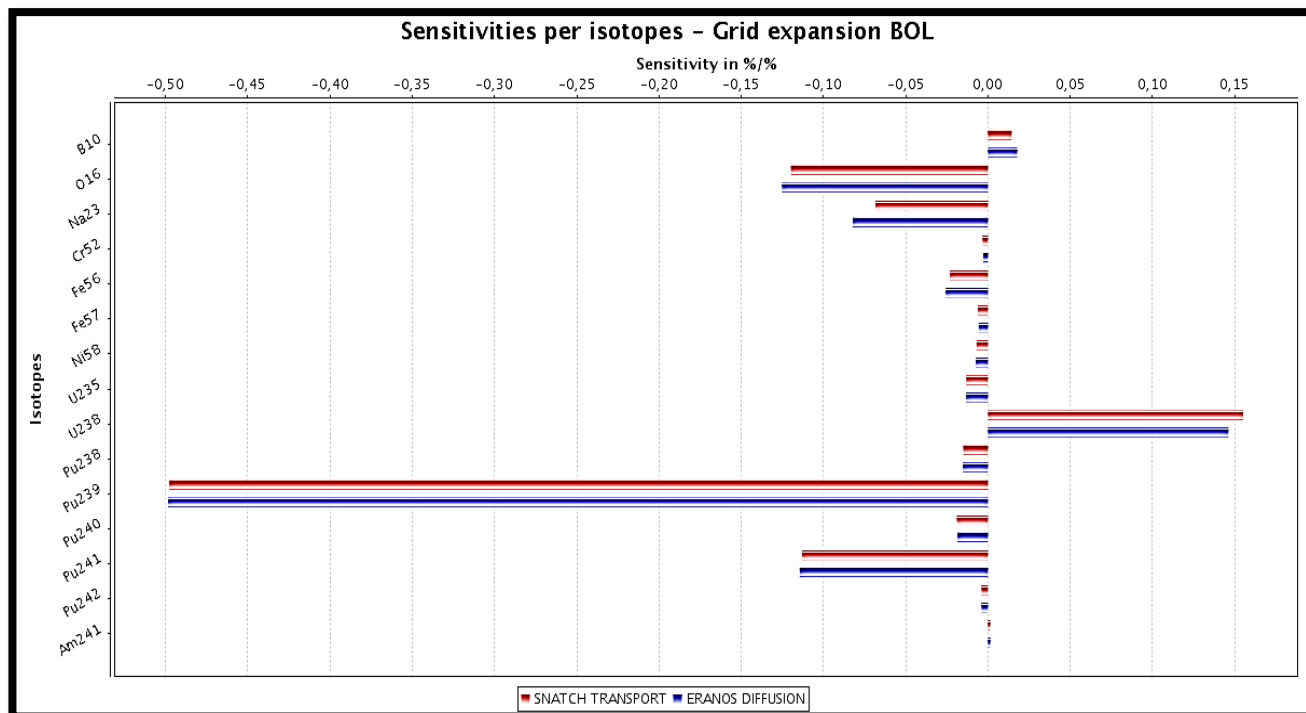


Figure 148 Sensibilités sur la dilatation du sommier de 1 % obtenues en diffusion et en transport par isotope

d) Sensibilités sur l'effet de dilatation des matériaux de structure 1%

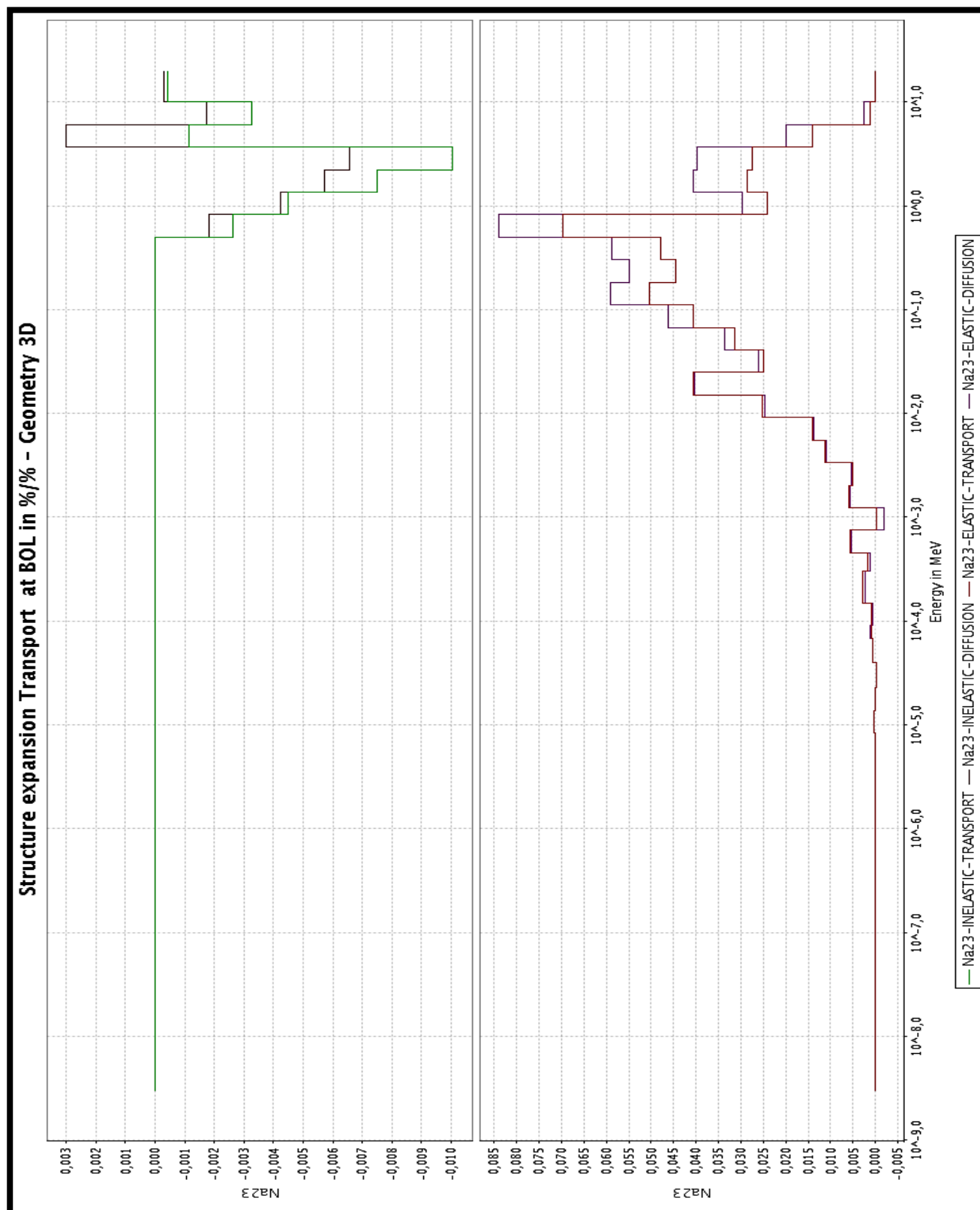


Figure 149 Sensibilités sur la dilatation des structures obtenues en diffusion et en transport pour le Na23

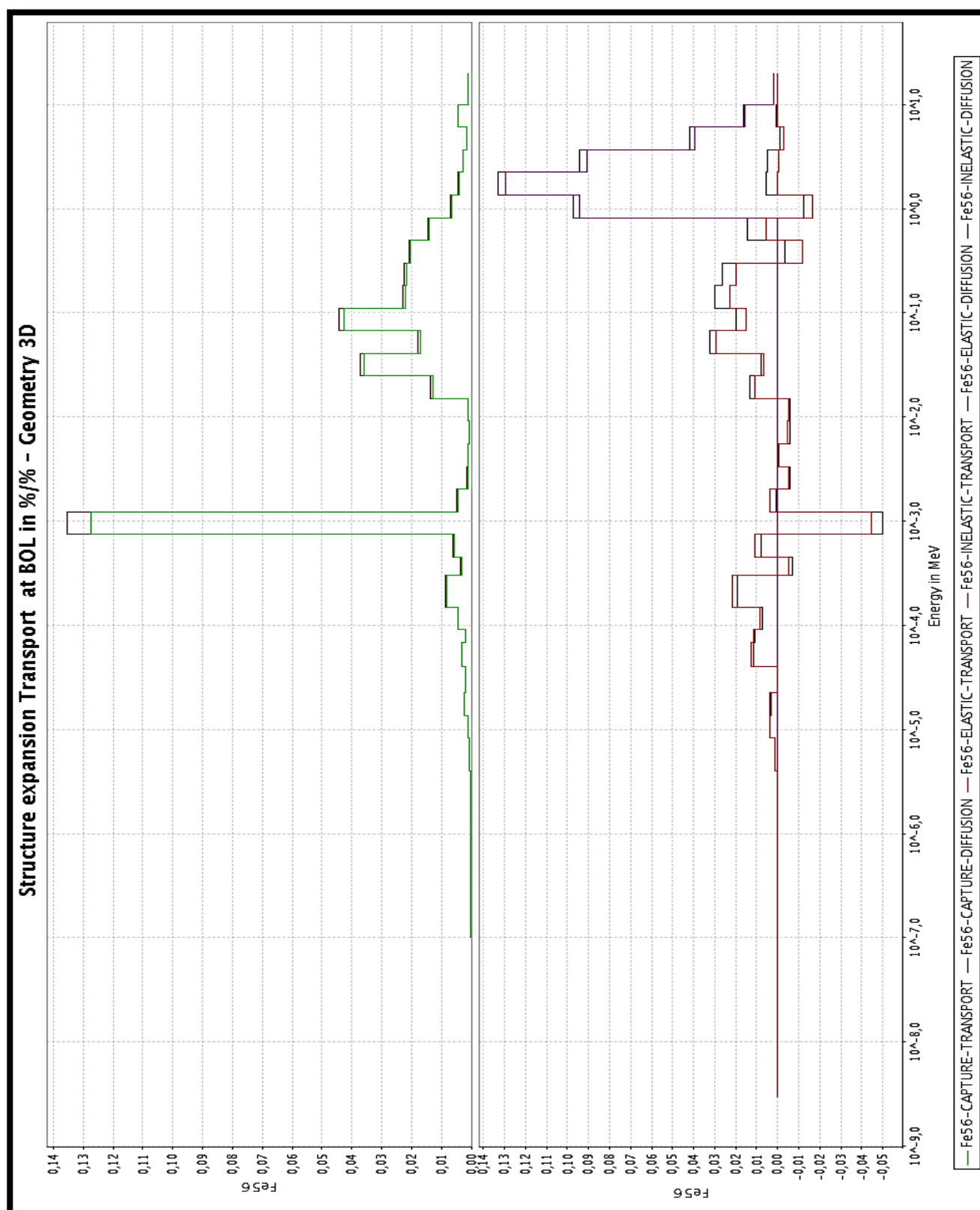


Figure 150 Sensibilités sur la dilatation des structures obtenues en diffusion et en transport pour le Fe56

e) Sensibilités sur l'effet de vidange totale

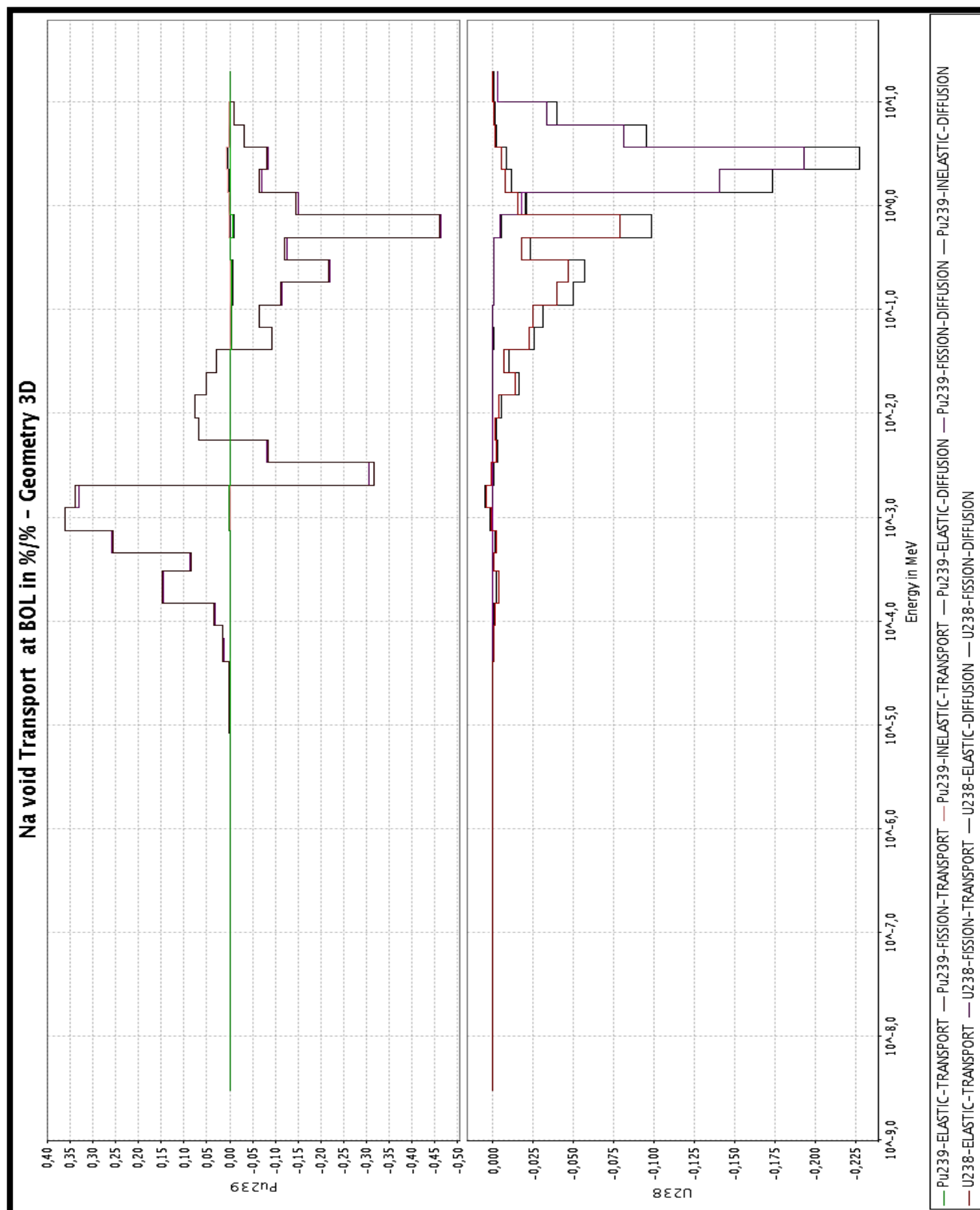
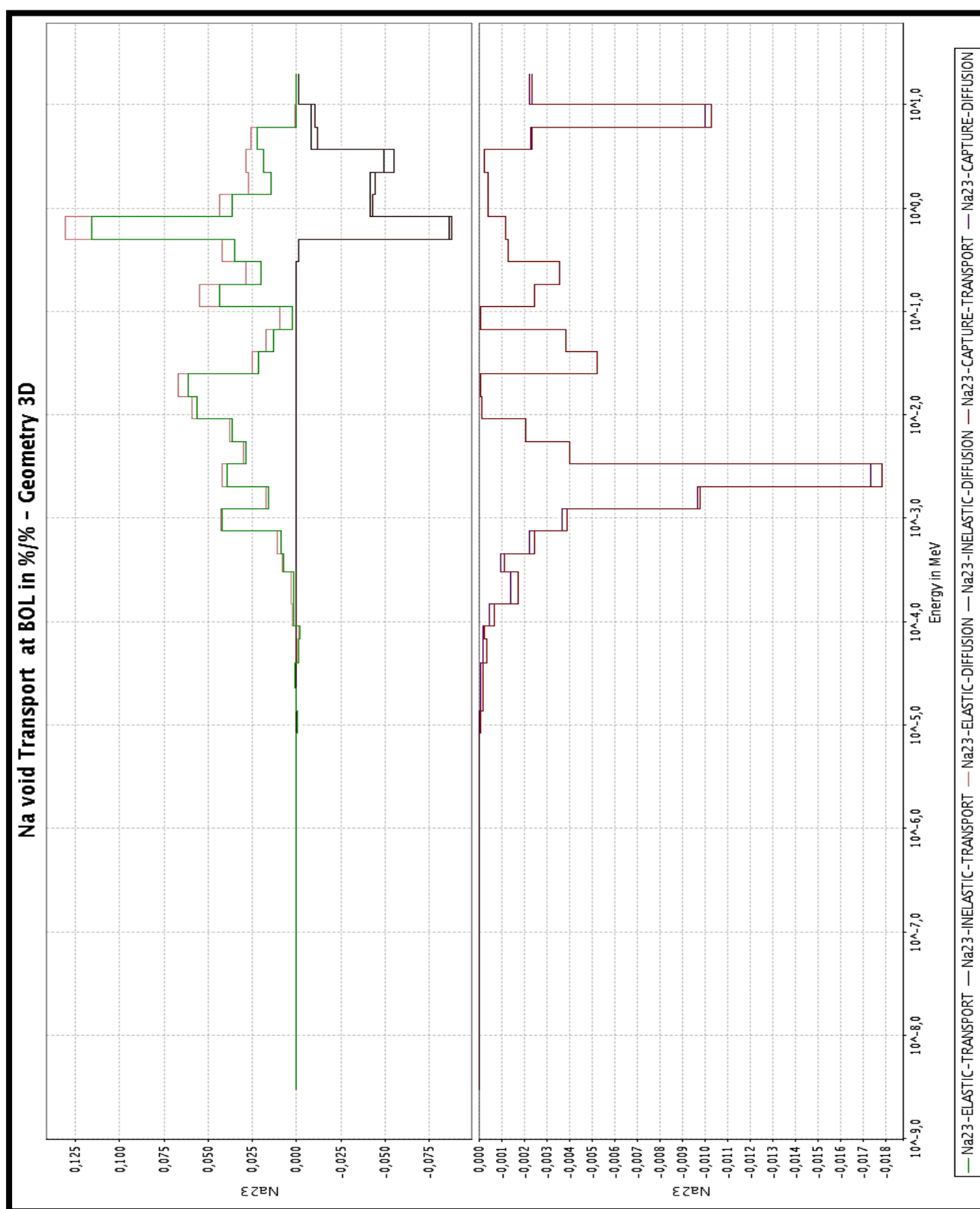


Figure 151 Sensibilités sur la vidange obtenues en diffusion et en transport pour le Pu239 et l'U238

Figure 152 Sensibilités sur la vidange obtenues en diffusion et en transport par réaction et par groupe pour le Na²³

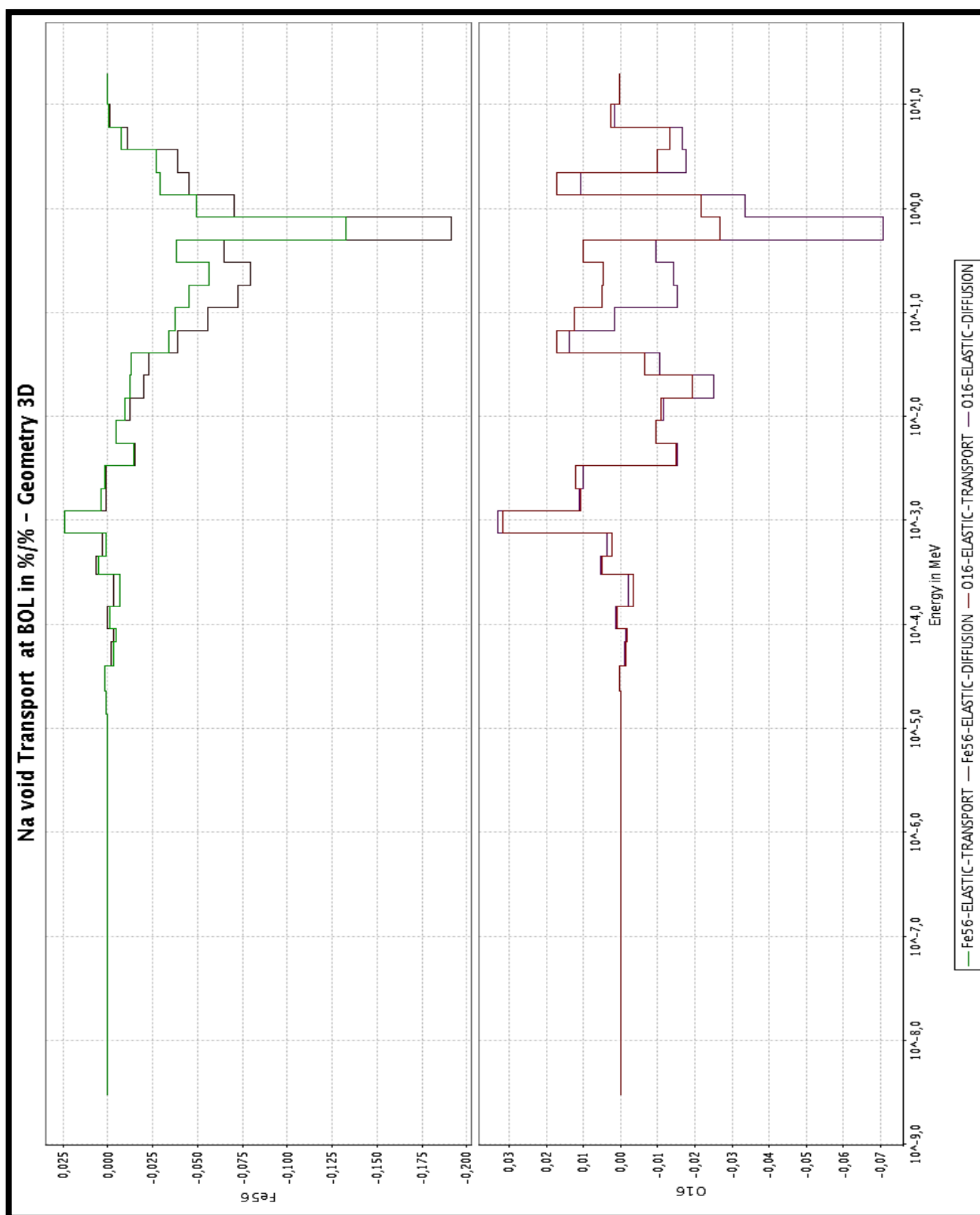


Figure 153 Sensibilités sur la vidange obtenues en diffusion et en transport par réaction et par groupe pour le Fe56 et l'O16

f) Sensibilités obtenues avec une combinaison « transport-diffusion »

(Réactivités calculées en transport et sensibilités calculées en diffusion)

i. Dilatation du Sodium 1%

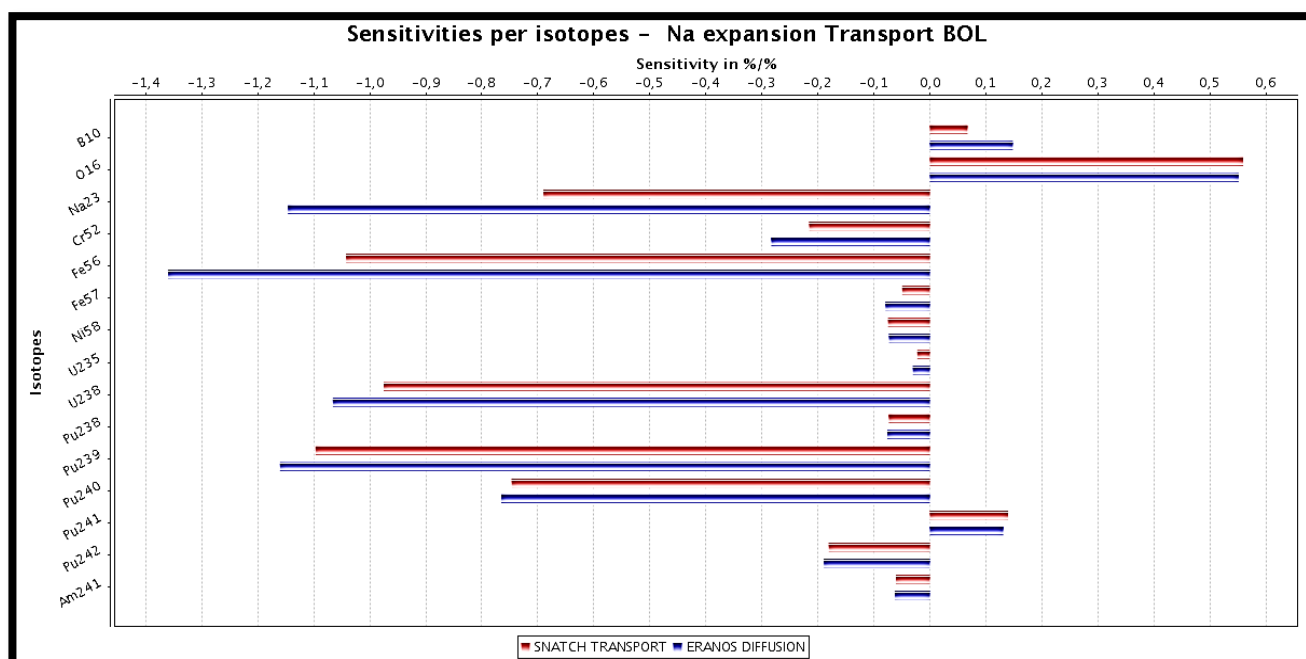


Figure 154 Sensibilités sur la dilatation du sodium de 1% obtenues en transport et en mixte (transport +diffusion)

ii. Vidange totale en sodium

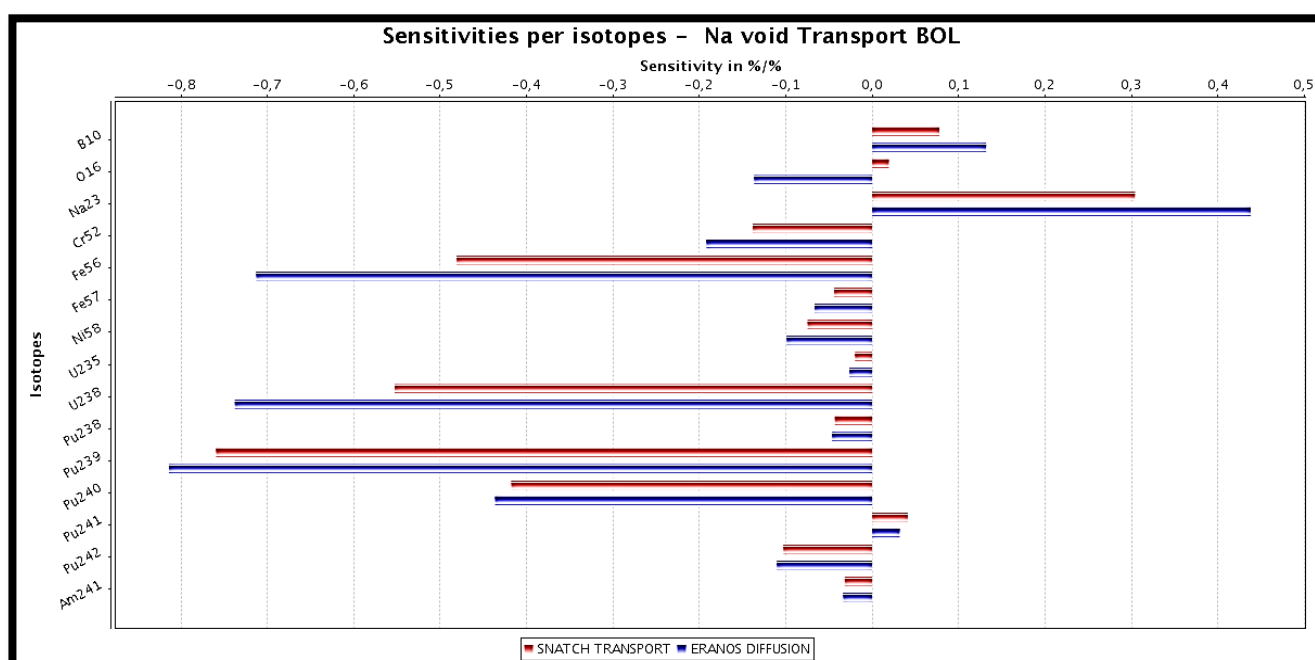


Figure 155 Sensibilités sur la vidange obtenues en transport et en mixte (transport +diffusion) par isotope

ANNEXE D

BIAIS « SOLVEUR CŒUR » SUR LES TAUX DE FISSION

Comparaisons des distributions des taux de fission

- Ecart entre VARIANT (SP3-601) et TRIPOLI4 ponctuel
- Ecart entre VARIANT (P3-612) et TRIPOLI4 ponctuel
- Ecart entre SNATCH (S4-221) et TRIPOLI4 ponctuel

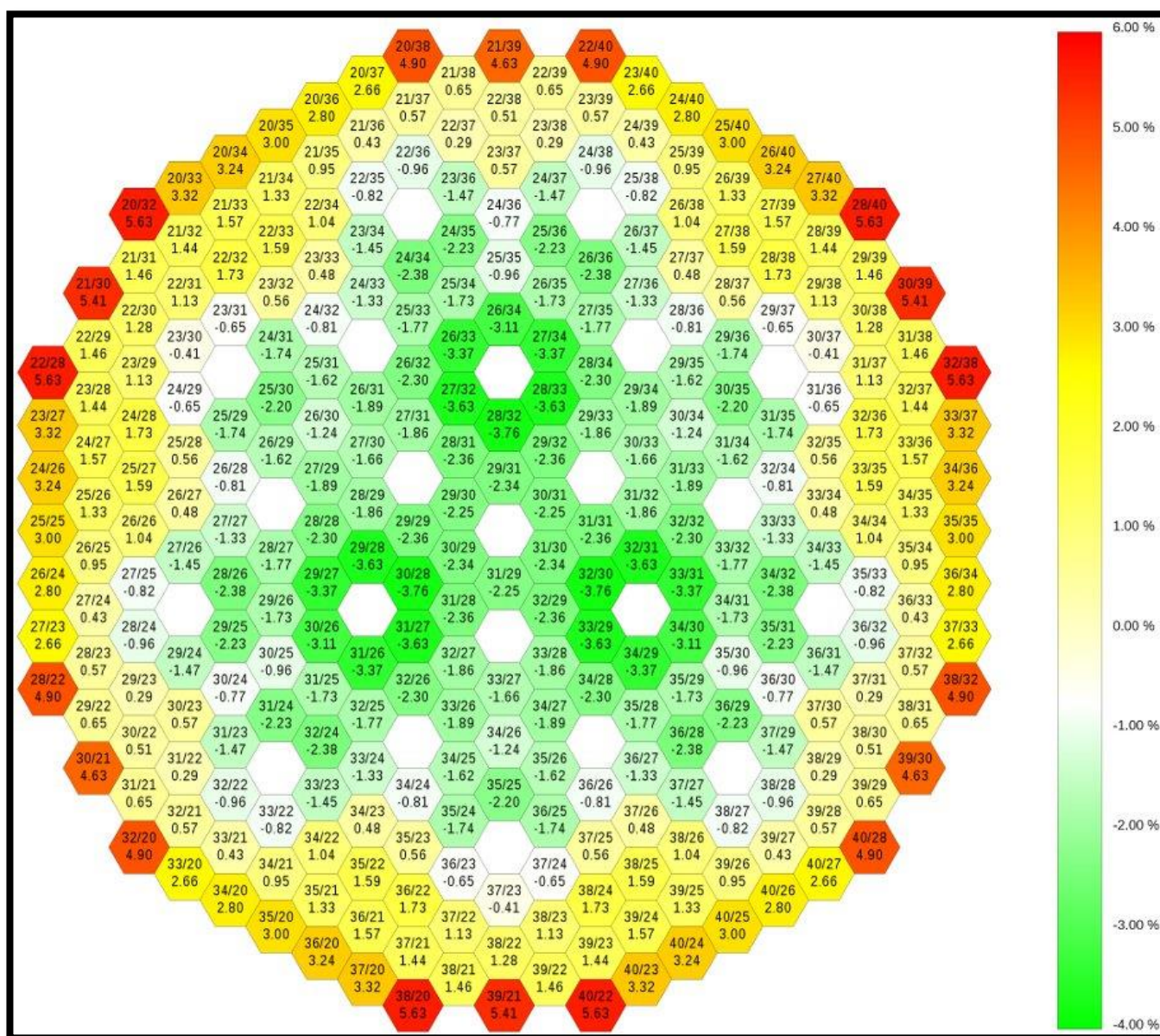


Figure 156 CFV_V1 - Configuration nominale : écarts VARIANT SP3 601 / TRIPOLI4 sur les taux de fission assemblage

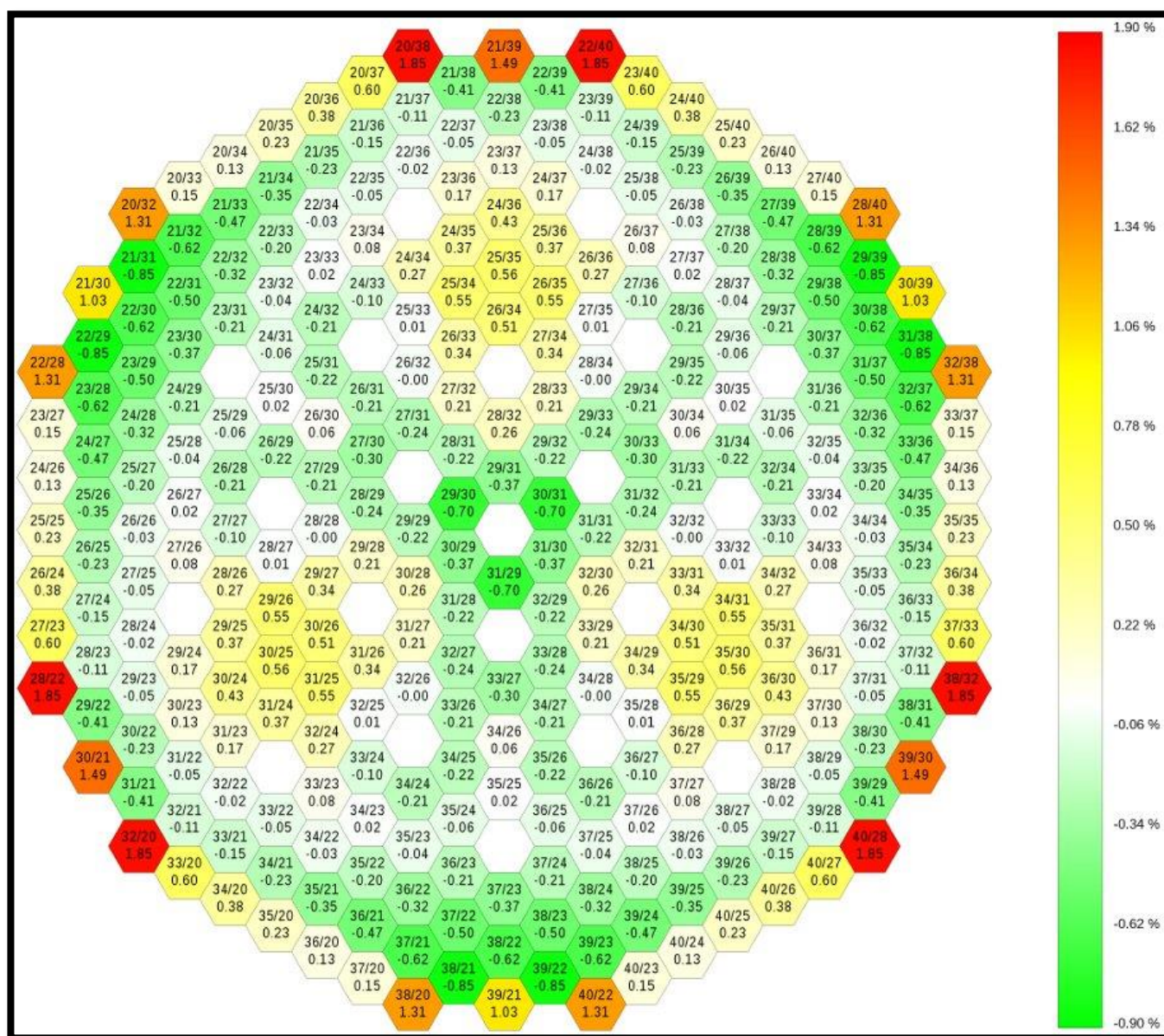


Figure 157 CFV_V1 - Configuration nominale : écarts VARIANT P3 612 / TRIPOLI4 sur les taux de fission assemblage

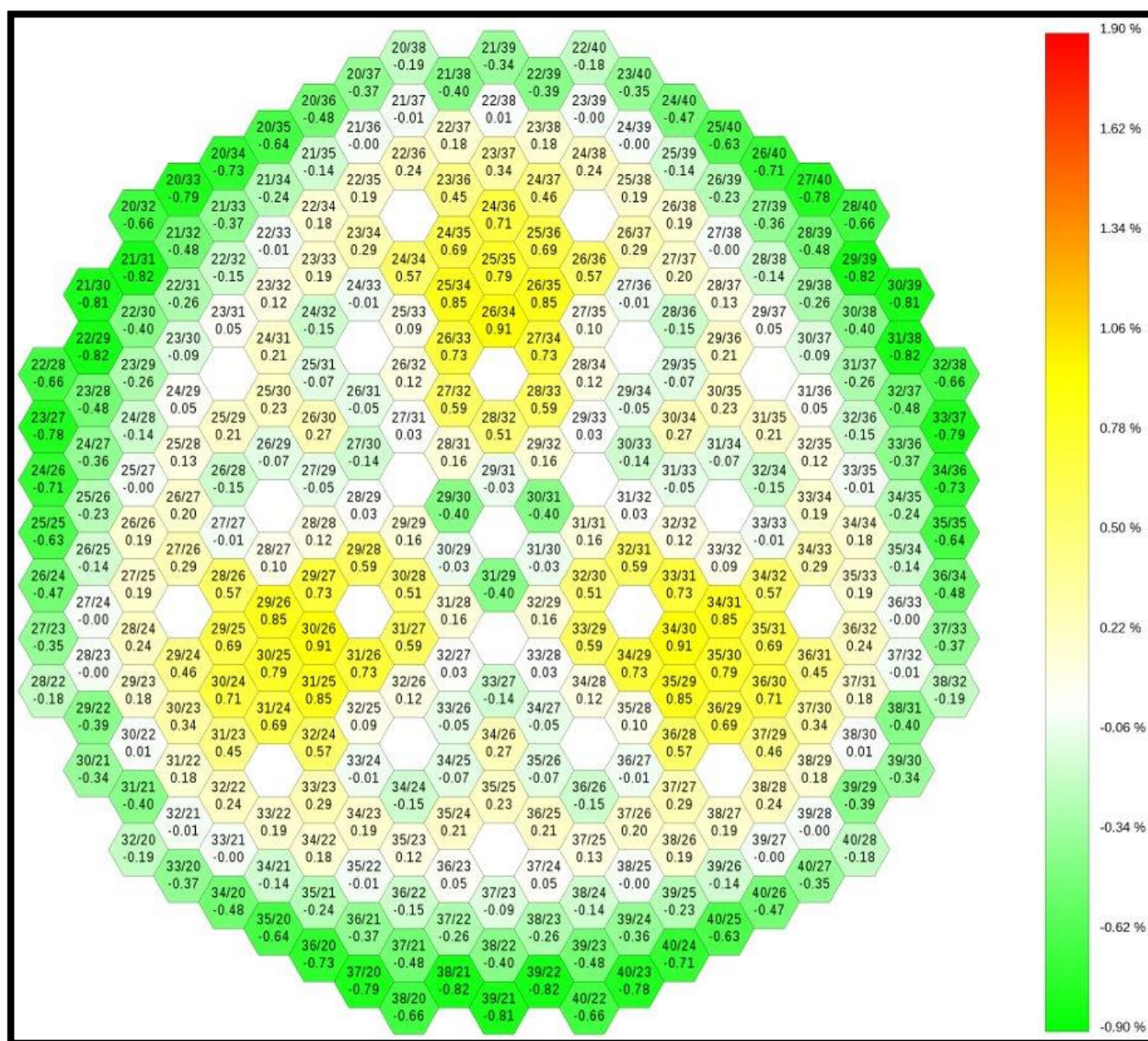


Figure 158 CFV_V1 - Configuration nominale : écarts SNATCH S4 221 / TRIPOLI4 sur les taux de fission assemblage

ANNEXE E

INCERTITUDES SUR LES GRANDEURS NEURTRONIQUES

Incertitude sur la vidange à froid (20°) obtenue avec SNATCH et JEFF3.1+COMAC

ISOTOPE	FISSION	CAPTURE	ELASTIC	INELASTIC	NXN	NU	TOTAL
Am241	0	5	0	0	-	0	5
O16	-	3	1	0	-	-	3
Cr52	-	1	15	2	-	-	15
Fe56	-	15	34	5	-	-	38
Na23	-	7	37	27	0	-	46
Ni58	-	2	4	1	-	-	5
Pu238	4	7	0	0	-	1	8
Pu239	83	35	3	2	-	11	90
Pu240	5	5	3	4	-	3	10
Pu241	8	7	0	0	-	2	11
Pu242	2	8	1	1	-	1	8
U235	1	1	0	0	-	0	1
U238	47	19	i19	58	i2	0	74
TOTAL	95	45	49	65	i2	11	134 pcm

Tableau 77 Incertitudes en pcm sur la vidange à froid calculées avec COMAC-v0

Incertitude sur la vidange à PN obtenue avec SNATCH et JEFF3.1+COMAC et en utilisant le schéma ECCO spécifique pour le plenum

ISOTOPE	FISSION	CAPTURE	ELASTIC	INELASTIC	NXN	NU	SPECTRE	TOTAL
Am241	0	5	0	0	-	0	1	5
O16	-	4	2	0	-	-	-	4
Cr52	-	1	15	2	-	-	-	15
Fe56	-	20	30	3	-	-	-	36
Na23	-	8	30	29	0	-	-	43
Ni58	-	2	5	2	-	-	-	6
Pu238	4	7	0	0	-	1	2	8
Pu239	90	35	3	2	-	11	15	99
Pu240	6	5	2	5	-	4	16	20
Pu241	9	8	0	0	-	2	7	14
Pu242	2	8	1	1	-	1	3	9
U235	1	1	0	0	-	0	1	1
U238	51	28	i19	67	i2	0	0	87
TOTAL	104	52	42	74	i2	12	24	146

Tableau 78 Incertitudes en pcm sur la vidange à PN calculées avec COMAC-v0 et le schéma « plenum »

Mise à jour des incertitudes avec COMAC-v0.1

Isotope	FISSION	CAPTURE	ELASTIC	INELASTIC	NXN	NU	SPECTRE	TOTAL
O16	0	82	36	2	0	0	0	90
Na23	0	20	39	11	0	0	0	45
U235	4	17	1	1	0	2	5	18
U238	348	558	-87	443	-42	71	52	792
Pu238	8	18	1	1	0	59	19	65
Pu239	782	234	-14	68	-12	110	199	850
Pu241	59	91	1	5	1	63	107	165
Pu242	21	29	2	7	0	12	17	42
Am241	3	7	0	1	0	4	4	9
B10	0	3	0	0	0	0	0	3
C0	0	0	0	0	0	0	0	0
Cr50	0	10	1	0	0	0	0	10
Cr52	0	8	2	3	0	0	0	8
Cr53	0	4	1	0	0	0	0	4
Cr54	0	0	0	0	0	0	0	0
Fe54	0	23	15	4	0	0	0	28
Fe56	0	101	76	48	0	0	0	135
Fe57	0	8	6	3	0	0	0	10
Fe58	0	1	1	0	0	0	0	1
Ni58	0	49	3	3	0	0	0	49
Ni60	0	11	2	1	0	0	0	11
Ni61	0	2	0	0	0	0	0	2
Ni62	0	4	1	0	0	0	0	4
Ni64	0	0	0	0	0	0	0	1
Mo92	0	1	0	0	0	0	0	2
Mo95	0	6	0	1	0	0	0	6
Mo96	0	3	0	1	0	0	0	3
Mo97	0	6	0	1	0	0	0	6
Mo98	0	2	1	1	0	0	0	2
Mo100	0	1	0	1	0	0	0	1
TOTAL	859	630	34	451	-44	157	234	1190 pcm

Tableau 79 Incertitudes en pcm sur le k_{eff} calculées avec la version v0.1 de COMAC

Isotope	FISSION	CAPTURE	ELASTIC	INELASTIC	NXN	NU	SPECTRE	TOTAL
O16	0	32	2	0	0	0	0	32
Na23	0	15	26	9	0	0	0	32
U235	1	1	0	0	0	0	0	1
U238	44	25	-13	54	-2	7	7	73
Pu238	1	2	0	0	0	1	2	4
Pu239	71	29	1	4	1	9	12	78
Pu241	8	6	0	0	0	2	5	11
Pu242	2	6	1	1	0	1	3	7
Am241	0	1	0	0	0	0	0	1
B10	0	3	1	0	0	0	0	3
C0	0	0	0	0	0	0	0	0
Cr50	0	1	0	0	0	0	0	1
Cr52	0	1	1	0	0	0	0	1
Cr53	0	0	1	0	0	0	0	1
Cr54	0	0	0	0	0	0	0	0
Fe54	0	1	7	0	0	0	0	7
Fe56	0	16	13	5	0	0	0	21
Fe57	0	0	4	0	0	0	0	4
Fe58	0	0	0	0	0	0	0	0
Ni58	0	3	2	0	0	0	0	4
Ni60	0	1	1	0	0	0	0	1
Ni61	0	0	0	0	0	0	0	0
Ni62	0	0	1	0	0	0	0	1
Ni64	0	0	0	0	0	0	0	0
Mo92	0	0	0	0	0	0	0	0
Mo95	0	1	0	0	0	0	0	1
Mo96	0	1	0	0	0	0	0	1
Mo97	0	1	0	0	0	0	0	1
Mo98	0	0	0	0	0	0	0	1
Mo100	0	0	0	0	0	0	0	0
TOTAL	84	56	28	55	-2	12	16	119 pcm

Tableau 80 Incertitudes en pcm sur l'effet de vidange calculées avec la version v0.1 de COMAC

Isotope	FISSION	CAPTURE	ELASTIC	INELASTIC	NXN	NU	SPECTRE	TOTAL
O16	0	0,09	0,56	0,01	0	0	0	0,56
Na23	0	0,01	0,71	-0,02	0	0	0	0,71
U235	0,01	0,05	0	0	0	0,01	0	0,05
U238	1,77	0,51	-0,55	2,59	0,14	0,13	0,2	3,14
Pu238	0,02	0,1	0	0,01	0	0,06	0,11	0,16
Pu239	2,11	1,07	0,07	0,2	0,02	0,22	0,64	2,47
Pu241	0,16	0,24	0	0,02	0	0,01	0,28	0,4
Pu242	0,05	0,25	0,01	0,03	0	0,03	0,07	0,27
Am241	0,01	0,04	0	0,01	0	0,01	0,01	0,04
Cr50	0	0,01	0,02	0	0	0	0	0,02
Cr52	0	0,03	0,01	0,01	0	0	0	0,03
Cr53	0	0,02	0,03	0	0	0	0	0,03
Fe54	0	0,03	0,19	0,01	0	0	0	0,19
Fe56	0	0,16	0,6	0,16	0	0	0	0,64
Fe57	0	0,03	0,05	0,07	0	0	0	0,09
Fe58	0	0,01	0	0	0	0	0	0,01
Ni58	0	0,06	0,2	0,01	0	0	0	0,21
Ni60	0	0,03	0,04	0	0	0	0	0,05
Ni61	0	0,01	0	0	0	0	0	0,01
Ni62	0	0,01	0,05	0	0	0	0	0,05
Ni64	0	0	0,01	0	0	0	0	0,01
Mo95	0	0,03	0	0	0	0	0	0,03
Mo96	0	0,04	0	0	0	0	0	0,04
Mo97	0	0,05	0	0	0	0	0	0,05
Mo98	0	0,02	0	0	0	0	0	0,02
TOTAL	2,76	1,26	0,98	2,6	0,14	0,26	0,74	4,19 %

Tableau 81 Incertitudes en pcm sur l'effet Doppler calculées avec la version v0.1 de COMAC

Analyse des écarts entres bibliothèques de données nucléaires et matrices de covariances

La bibliothèque de données nucléaires utilisée actuellement au CEA pour les études sur le CFV est la bibliothèque européenne JEFF3.1 associée à la matrice de covariance COMAC. D'autres évaluations internationales (avec des covariances associées) ainsi qu'une nouvelle version de JEFF (la version 3.2) sont disponibles et peuvent être utilisées pour comparer et valider les valeurs obtenues avec JEFF3.1 ainsi que les incertitudes obtenues avec COMAC.

L'objet de cette partie est donc d'une part, d'évaluer l'impact de l'utilisation de différentes bibliothèques de données nucléaires sur l'estimation des grandeurs neutroniques et d'autre part de vérifier que les écarts entre bibliothèques [Sta14] sont compris dans les intervalles d'incertitudes. Afin d'obtenir des résultats rapidement, les comparaisons¹ entre bibliothèques ont été réalisées en utilisant un schéma simplifié basé sur le solveur BISTRO. La matrice de covariance COMAC est la version actualisée V0.1.

i) Facteur de multiplication effectif

Le facteur de multiplication effectif pour le cœur en début de vie a été calculé tout d'abord en utilisant la bibliothèque JEFF3.1 et ensuite comparé aux résultats obtenus avec JEFF3.2² et ENDF-BVII.

Toutes choses égales par ailleurs, l'écart sur la réactivité en début de vie (cf. Figure 159) entre JEFF3.1 et JEFF3.2 est de l'ordre de 1270 pcm alors que l'écart entre JEFF3.1 et ENDF-BVII [Smi11] est de l'ordre de 540 pcm. L'utilisation de la version 3.2 au lieu de 3.1 va donc avoir un impact, lors de la conception, sur la réserve de réactivité disponible en début de vie et par conséquent sur l'estimation de la longueur de cycle, ou le choix de la teneur en noyaux lourds.

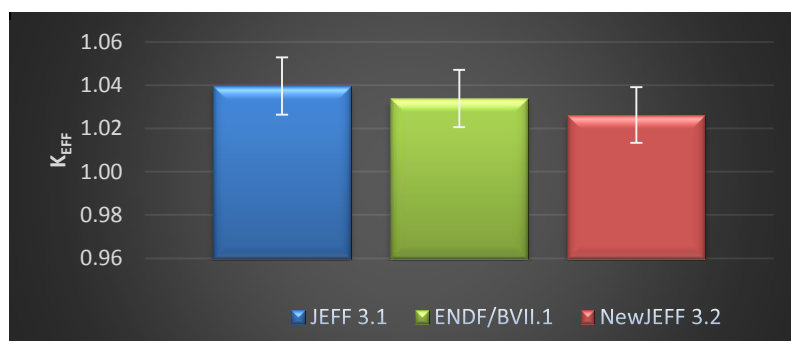


Figure 159 Facteurs de multiplication effectif et incertitudes à 1σ obtenus avec différents bibliothèques

Les incertitudes à 1σ calculées avec COMAC.V0.1 (JEFF) ou COMMARA [Her11] (ENDFB-VII) sur la réactivité sont respectivement de l'ordre de 1300 pcm et 1100 pcm (cf. Tableau 82). Les écarts

¹ Une partie de ces résultats ont été obtenus dans le cadre de l'encadrement du stage d'Alexis Delbos

² La version 3.2 de JEFF contient des incohérences pour certains isotopes du Cr. Une autre version appelée New-JEFF3.2 a été adaptée à partir des données de JEFF3.2 pour l'ensemble des corps, excepté pour le Cr qui vient de 3.1.

entre bibliothèques sont donc compris dans l'intervalle d'incertitudes et permettent de vérifier que les incertitudes ne sont pas sous-estimées.

Evaluation	$\Delta\rho$ JEFF 3.1- Bib (pcm)	1 σ (pcm)
JEFF 3.1	x	1 323
JEFF 3.2	-1270	1 281
ENDF/BVII.1	-539	1 081

Tableau 82 Facteurs de multiplication effectif : Ecart entre bibliothèques et incertitudes à 1 σ

Afin de s'assurer que les bons accords ne sont pas le résultat de compensation entre les contributions des différents isotopes, une analyse plus détaillée des différents contributeurs a été effectuée. La décomposition par isotope des écarts entre bibliothèques (cf. Tableau 83) montre des compensations assez importantes entre les réactions (capture, nu et fission essentiellement). On remarque de plus un écart notable pour le spectre de fission des isotopes du Pu entre JEFF31 et JEFF32 et en particulier pour le Pu241 avec un écart de l'ordre de 400 pcm alors que les spectres de fissions sont identiques entre les bibliothèques. Ces écarts sont en fait le résultat d'un processing différent avant ECCO qui devra être corrigé.

ISO	δ bibliothèques			CAPT.	ELAS.	INEL.	FIS.	NXN	NU	SPECTRE	TOTAL
Na23	JEFF 3.1	-	JEFF 3.2	-15	-93	-106	-	0	-	-	-214
	JEFF 3.1	-	ENDF-BVII	-9	-221	-87	-	0	-	-	-317
U238	JEFF 3.1	-	JEFF 3.2	106	-19	7	173	-79	-326	-2	-141
	JEFF 3.1	-	ENDF-BVII	67	-36	37	48	3	-97	8	29
Pu239	JEFF 3.1	-	JEFF 3.2	-93	0	-5	-444	-2	380	4	-159
	JEFF 3.1	-	ENDF-BVII	95	-12	-82	218	0	48	-9	257
Pu241	JEFF 3.1	-	JEFF 3.2	0.1	0	0	-8	0	0	-404	-411
	JEFF 3.1	-	ENDF-BVII	57	-5	-24	-85	0	-24	0	-82
Autres Pu	JEFF 3.1	-	JEFF 3.2	-161	0	-4	113	-4	-182	-133	-372
	JEFF 3.1	-	ENDF-BVII	-1	-6	-47	-308	0	-155	16	-361
Fe56	JEFF 3.1	-	ENDF-BVII	2	-12	3	-	0	-	-	-7
	JEFF 3.1	-	JEFF 3.2	-58	88	-92	-	0	-	-	-62
O16	JEFF 3.1	-	ENDF-BVII	68	-13	0	-	0	-	-	55
	JEFF 3.1	-	JEFF 3.2	85	2	0	-	0	-	-	87
Autres	JEFF 3.1	-	ENDF-BVII	-16	4	3	-3	0	-6	-1	-21
	JEFF 3.1	-	JEFF 3.2	18	-41	-55	-4	-1	131	0	-90
TOTAL	JEFF 3.1	-	ENDF-BVII	-109	-133	-102	-169	-85	-134	-536	-1270
	JEFF 3.1	-	JEFF 3.2	254	-231	-350	-131	2	-97	15	-539

Tableau 83 Décomposition par réaction et isotopes des écarts entre bibliothèques

Les incertitudes obtenues avec COMAC et COMMARA pour le k_{eff} sont en relativement bon accord (respectivement de 1300 et 1100 pcm). Néanmoins les contributions majeures sont différentes et mettent en avant de fortes compensations (cf. Figure 160). Ainsi, la contribution du Pu239 est très importante avec COMAC, de l'ordre de 860 pcm alors qu'elle est plus faible avec COMMARA (330

pcm). De plus, la contribution du Fe56, du Na23 et de l'O16 est légèrement plus forte avec COMMARA.

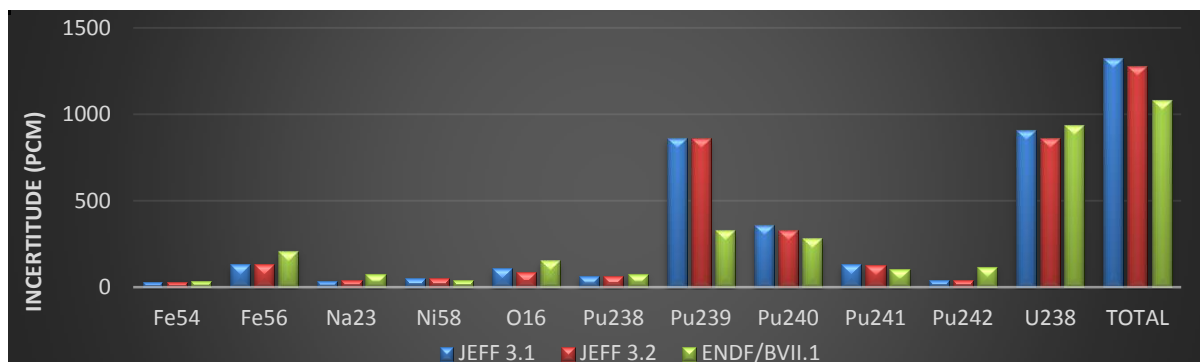


Figure 160 Incertitudes sur le k_{eff} obtenues avec différents bibliothèques et décomposées par isotope

En outre, les contributions de l'U238 n'ont pas les même origines (cf. Tableau 84), avec des contributions majeures à la fois de la capture et de l'inélastique avec COMAC, alors que l'incertitude vient essentiellement de l'inélastique avec COMMARA.

ISO	Bibliothèque + covariance	FIS.	CAP.	ELASTIC	INELASTIC	NXN	NU	TOTAL
U238	JEFF 3.1 + COMAC	526	716	i 78	176	i 2	73	905
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	287	38	169	862	9	143	936
Pu239	JEFF 3.1 + COMAC	817	241	i 16	67	i 1	115	862
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	247	189	25	82	1	59	327

Tableau 84 Incertitudes sur le k_{eff} décomposées par réaction pour les principaux isotopes¹

ii) Effet de vidange totale

Une analyse similaire a été réalisée pour l'effet de vidange totale. L'écart calculé sur l'effet de vidange d'une part avec JEFF3.1 et d'autre part avec JEFF3.2 est de 134 pcm (cf. Tableau 85). L'écart entre JEFF3.1 et ENDF-BVII est plus faible et vaut 94 pcm.

Bibliothèque + covariance	k_{eff} Référence	k_{eff} Vidange	$\Delta\rho$ pcm	$\Delta\rho_{\text{bib}} - \Delta\rho_{\text{JEFF3.1}}$ pcm	Incertitudes 1σ	
					pcm	%
JEFF 3.1 + COMAC V0.1	1,03969	1,02750	- 1137	x	114	10,0 %
JEFF 3.2 + COMAC V0.1	1,02629	1,01588	- 1003	-134	115	11,5 %
ENDF/BVII.1 + COMMARA	1,03396	1,02302	- 1031	-94	140	13,6 %

Tableau 85 Effet de vidange obtenu avec différentes bibliothèques

Ces écarts, respectivement de l'ordre de 0,4 \$ et 0,3 \$, sont néanmoins compris dans l'incertitude à 1σ (115 pcm avec COMAC et 140 pcm avec COMMARA). Le recouvrement des écarts entre les

¹ Les décompositions des incertitudes pour l'ensemble des isotopes sont en annexes.

bibliothèques permettent comme pour le facteur de multiplication effectif, de vérifier que les incertitudes ne sont pas sous-estimées.

La décomposition de l'effet de vidange sur les différents isotopes (cf. Figure 161) obtenue pour chaque bibliothèque montre que les écarts sont essentiellement issus des données nucléaires associées au Na (écarts assez important de 139 pcm et de 125 pcm entre JEFF3.1 et respectivement JEFF3.2 et ENDF-BVII). Les incertitudes à 1σ ne recouvrent pas l'écart entre bibliothèques pour cet isotope. Néanmoins, les écarts sont compris dans l'intervalle à 3σ .

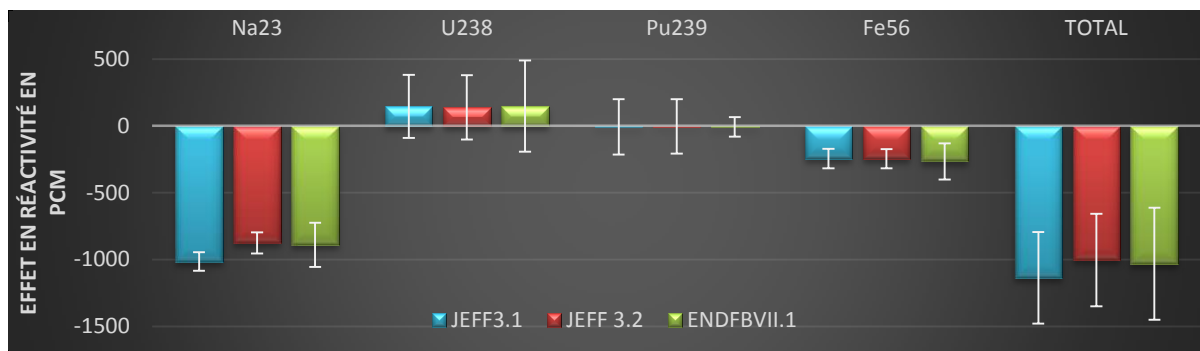


Figure 161 Décomposition de l'effet de vidange obtenue avec différentes bibliothèques et incertitudes à 3σ

Une analyse plus détaillée des décompositions de l'effet de vidange par réaction et par isotope (cf. Tableau 86) met en avant des compensations entre réactions notamment entre les réactions inélastique et élastique du sodium.

ISOTOPE	Evaluation	CAPTURE	ELASTIC	INELASTI	NU-FISSION	N, XN	TOTAL
Na23	JEFF 3.1	103	- 1525	408	0	0	- 1015
	JEFF 3.2	119	- 1502	507	0	0	- 876
	ENDF/BVII.1	115	- 1481	475	0	0	- 890
U238	JEFF 3.1	146	0	0	- 1	0	146
	JEFF 3.2	139	0	0	0	0	138
	ENDF/BVII.1	149	0	0	0	0	148
Pu239	JEFF 3.1	5	0	0	- 12	0	- 8
	JEFF 3.2	3	0	0	- 7	0	- 3
	ENDF/BVII.1	5	0	0	- 12	0	- 7
Fe56	JEFF 3.1	15	- 263	3	0	0	- 244
	JEFF 3.2	15	- 264	3	0	0	- 246
	ENDF/BVII.1	15	- 282	1	0	0	- 265
Autres	JEFF 3.1	6	-22	0	-1	0	-16
	JEFF 3.2	7	-22	0	-1	0	-16
	ENDF/BVII.1	7	-23	1	-1	0	-17
TOTAL	JEFF 3.1	275	- 1810	411	- 14	0	- 1137
	JEFF 3.2	283	- 1788	510	- 8	0	- 1003
	ENDF/BVII.1	291	- 1786	477	- 13	0	- 1031

Tableau 86 Décomposition par réaction de l'effet de vidange totale sodium

Les principaux écarts sont donc issus du sodium et de l'ordre de :

- 99 pcm et 67 pcm entre respectivement JEFF3.1 et JEFF3.2, et JEFF3.1 et ENDF-BVII sur l'élastique du Na23,
- 23 pcm et 44 pcm entre respectivement JEFF3.1 et JEFF3.2, et JEFF3.1 et ENDF-BVII sur l'inélastique du Na23,
- 16 pcm et 12 pcm entre respectivement JEFF3.1 et JEFF3.2, et JEFF3.1 et ENDF-BVII sur la capture du Na23,

Des écarts plus faibles sont également obtenus pour le Fer56 et l'U238 :

- 19 pcm entre JEFF3.1 et ENDF-BVII sur l'élastique du Fer56,
- 7 pcm entre JEFF3.1 et JEFF3.2 sur la capture de l'U238.

Les écarts entre bibliothèques décomposés par isotope et réactions confirment que le Na23 est l'isotope avec les moins bons accords. Néanmoins, la décomposition des incertitudes à 3σ par réaction¹ pour cet isotope (cf. Tableau 87) montre que les écarts sont compris dans l'intervalle d'incertitude pour chaque réaction.

ISOTOPE	EVALUATION	CAPTURE	ELASTIQUE	INELASTIQUE	TOTAL
Na23	JEFF 3.1	103 ± 42	- 1525 ± 48	408 ± 26	- 1015 ± 69
	JEFF 3.2	119 ± 52	- 1502 ± 49	507 ± 32	- 876 ± 78
	ENDF/BVII.1	115 ± 4	- 1481 ± 76	475 ± 146	- 890 ± 164

Tableau 87 Décomposition de la contribution du sodium par réaction et incertitude à 3σ

De manière plus globale, les contributeurs principaux à l'incertitude sur la réactivité de vidange (cf. Tableau 88) sont:

- l'inélastique de l'U238 avec une contribution plus importante pour COMMARA,
- la fission du Pu239 et l'U238 pour COMAC,
- la section élastique du Fe56 surtout avec COMMARA,
- la section inélastique du Na23 avec COMAC.

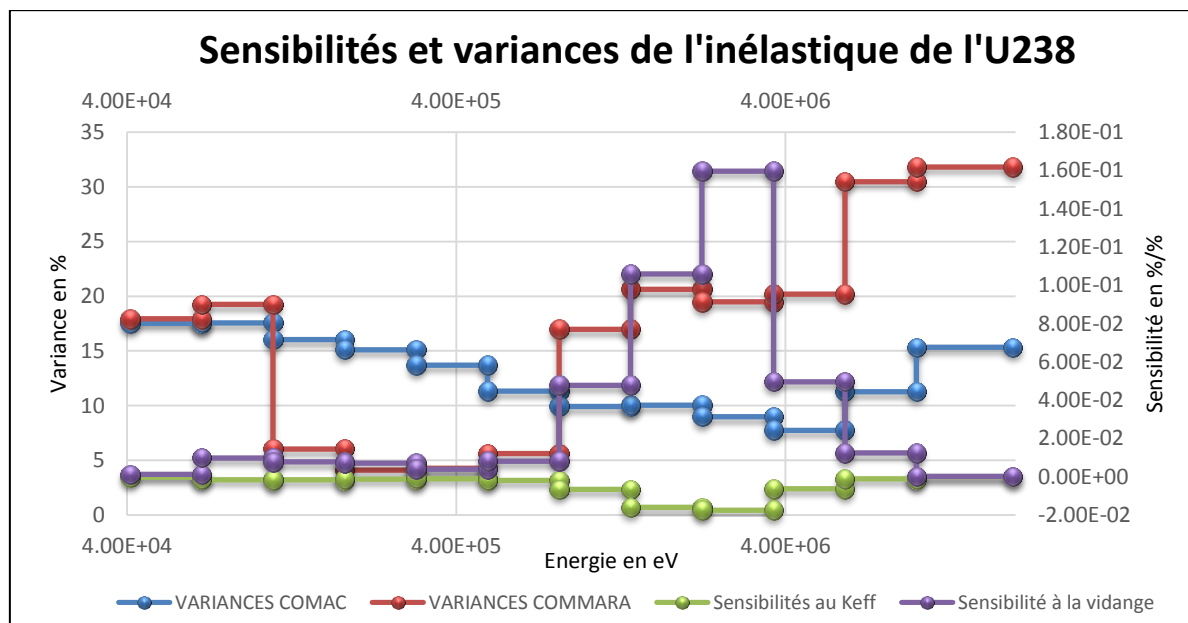
Les incertitudes entre isotopes et sections se compensent entre JEFF3 + COMAC et ENDF-BVII + COMMARA et permettent d'obtenir des incertitudes globales assez proches entre les évaluations.

¹ Ces résultats donnent seulement une indication sur la cohérence des données car elle repose sur l'hypothèse que les corrélations entre réactions sont distribuées de manière équitable entre chaque contributeur, ce qui peut constituer une approximation importante.

ISO	BIBLIOTHEQUE + COVARIANCE	CAPT.	FISSION	ELASTIC	INEL.	NXN	NU	TOTAL
Na23	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-14	0	-16	-9	0	0	-23
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-18	0	-16	-11	0	0	-27
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	-1	0	-25	-47	0	0	-53
U238	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-40	-58	10	-35	i2	-6	-78
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-30	-63	10	-45	i2	-6	-82
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	-23	-3	-28	-104	i2	-12	-110
Pu239	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-25	-64	1	-2	0	-8	-69
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-26	-65	1	-2	0	-8	-70
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	-9	-20	-3	-6	0	-6	-23
Fe56	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-14	0	-19	-5	0	0	-24
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-13	0	-20	-6	0	0	-25
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	-13	0	-40	-13	0	0	-44

Tableau 88 incertitudes à 1σ sur l'effet de vidange

Les profils de sensibilités obtenus avec JEFF3.1 et ENDF-BVII sont assez similaires (en particulier pour les sensibilités sur le Pu239 et l'U238). Les différences sur les contributeurs majoritaires résultent donc des écarts sur les variances et covariances entre COMAC et COMMARA. L'origine des écarts est étudiée en comparant dans une première approche les variances sur la section inélastique de l'U238 de COMAC et COMMARA (cf. Figure 162).

Figure 162 Sensibilités et incertitudes sur le k_{eff} et l'effet de vidange calculées avec COMAC et COMMARA

Les sensibilités du facteur de multiplication (sensibilité négative) et de la vidange (sensibilité positive) à l'inélastique de l'U238 sont importantes dans un intervalle d'énergie entre 1 et 6 MeV. Les variances dans ces groupes énergétiques sont assez différentes avec des valeurs pour COMAC et COMMARA respectivement de l'ordre de 10% et 20%. Ces différences permettent d'expliquer les écarts sur la contribution de l'U238.

Cette première approche permet donc de mettre en avant des premiers éléments pour expliquer les écarts sur la contribution de l'inélastique de l'U238 à l'incertitude. Néanmoins, une comparaison plus rigoureuse consisterait à prendre également en compte les covariances entre les groupes énergétiques et les sections efficaces.

iii) Comparaisons pour les contre-réactions

a. Effet Doppler (combustible, fertile et structure)

Les écarts entre bibliothèques pour l'effet Doppler sont faibles (cf. Tableau 89) avec un écart de 5 pcm et 23 pcm entre d'une part JEFF3.1 et JEFF3.2 et d'autre part JEFF3.1 et ENDF-BVII. Les incertitudes à 1σ recouvrent ces écarts.

Bibliothèque + covariance	k_{eff} Référence	k_{eff} Doppler	$\Delta\rho$ (pcm)	$\Delta\rho_{\text{bib}} - \Delta\rho_{\text{JEFF3.1}}$ (pcm)	Incertitudes	
					pcm	%
JEFF 3.1 + COMAC V0.1	1,03969	1,03392	- 536	x	22,3	4,2 %
JEFF 3.2 + COMAC V0.1	1,02629	1,02074	- 531	-5	22,6	4,3 %
ENDF/BVII.1 + COMMARA	1,03396	1,02802	- 559	-23	19,4	3,5 %

Tableau 89 Effet Doppler obtenu avec différents bibliothèques

Les décompositions de l'effet Doppler et des incertitudes associées par isotope montrent que l'effet Doppler est principalement dû à l'U238 et que l'incertitude comporte deux contributeurs majoritaires, l'U238 et le Pu239.

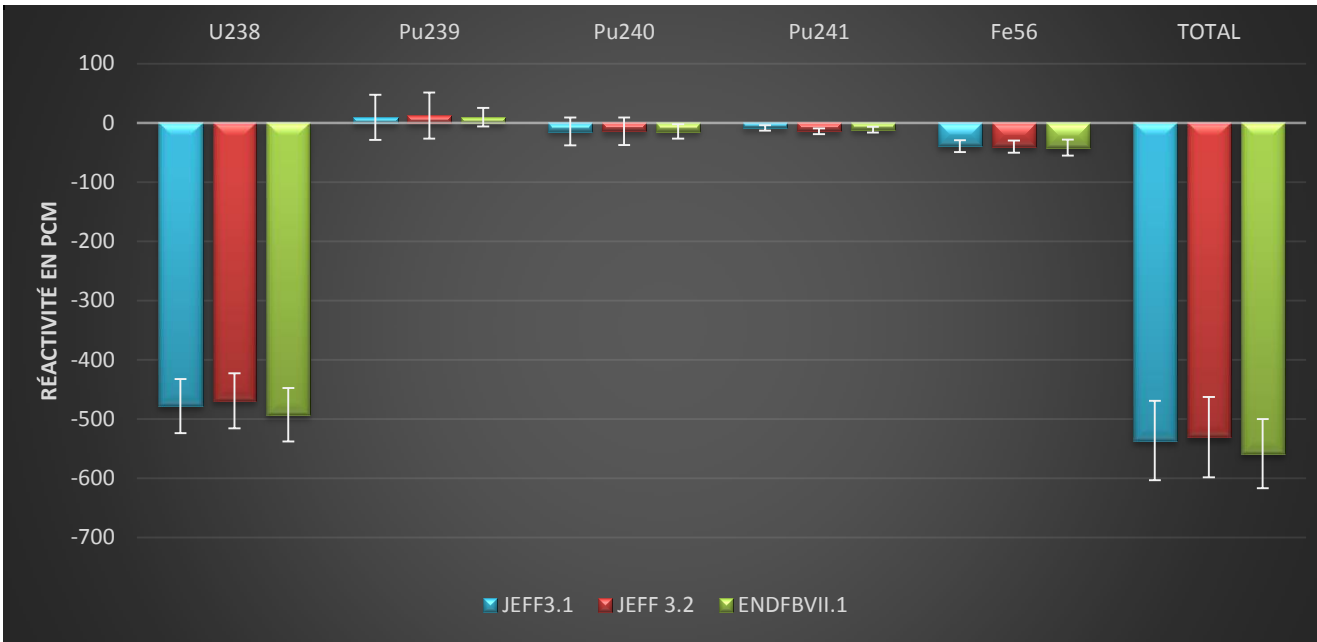


Figure 163 Décomposition de l'effet Doppler obtenu avec différents bibliothèques

Les écarts entre bibliothèques (cf. Tableau 90) sont principalement issus de l'U238 alors que les écarts plus faibles sur les isotopes du Pu se compensent. Les incertitudes à 1σ décomposées par isotope recouvrent les écarts, sauf pour le Pu241 où 2σ sont nécessaires.

Evaluation	Isotopes majoritaires (contributions $\pm 3\sigma$ en pcm)					
	U238	Pu239	Pu240	Pu241	Fe56	TOTAL
JEFF 3.1	- 478 \pm 15	9 \pm 13	- 14 \pm 8	- 8 \pm 2	- 39 \pm 4	- 536 \pm 23
JEFF 3.2	- 469 \pm 15	13 \pm 13	- 14 \pm 8	- 14 \pm 2	- 40 \pm 4	- 531 \pm 23
ENDF/BVII.1	- 493 \pm 15	10 \pm 5	- 14 \pm 4	- 11 \pm 2	- 42 \pm 5	- 558 \pm 20

Tableau 90 Décomposition par isotope et incertitudes sur l'effet Doppler

La décomposition par réaction (cf. Tableau 91) montre que l'effet Doppler est dû principalement à la capture de l'U238 et de façon plus réduite à la capture du fer 56. La fission du Pu239 contribue dans le même ordre de grandeur que le Fer56, mais l'effet est compensé par la capture de cet isotope.

En revanche, les contributeurs majoritaires à l'incertitude sont l'inélastique de l'U238 et la fission du Pu239 alors que la contribution de la capture de l'U238 est faible. Ceci montre que c'est l'incertitude sur le niveau de flux dans la section de capture, déterminée par les réactions de fission et les réactions inélastiques, qui pénalise le plus l'incertitude sur l'effet Doppler. L'incertitude sur l'élargissement de la section de capture a en réalité peu d'impact sur l'incertitude sur l'effet Doppler.

ISOTOPE	BIBLIOTHEQUE + COVARIANCE	CAPTURE	ELASTIC	INELASTIC	FISSION	TOTAL
U238	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-480 \pm 4	2 \pm -1	-1 \pm 12	0 \pm 8	-478 \pm 15
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-470 \pm 5	0 \pm -1	0 \pm 12	0 \pm 8	-469 \pm 15
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	-494 \pm 3	2 \pm 2	-1 \pm 15	0 \pm 1	-493 \pm 15
Fe56	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-41 \pm 1	2 \pm 3	0 \pm 1	0 \pm 0	-39 \pm 3
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-42 \pm 1	2 \pm 3	0 \pm 1	0 \pm 0	-40 \pm 4
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	-42 \pm 2	0 \pm 3	0 \pm 2	0 \pm 0	-42 \pm 4
Pu239	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-21 \pm 6	0 \pm 0	0 \pm 1	31 \pm 11	9 \pm 13
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-22 \pm 6	0 \pm 0	0 \pm 1	35 \pm 12	13 \pm 13
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	-21 \pm 3	0 \pm 1	0 \pm 3	31 \pm 3	10 \pm 5

Tableau 91 Décomposition de l'effet Doppler par réaction (pcm)

b. Effet de dilatation du sodium (5%)

Les écarts entre bibliothèques décomposés par isotope pour l'effet de dilatation du sodium (5%) (cf. Tableau 92 & Figure 164) sont compris dans les intervalles d'incertitude (à 1σ) sauf pour le Na23 entre JEFF3.1 et JEFF3.2.

Evaluation	Isotopes majoritaires (contributions $\pm 1\sigma$ en pcm)					
	Na23	U238	Pu239	Fe56	Total	
JEFF 3.1	- 17,4 \pm 1	7,0 \pm 3	- 0,4 \pm 4	- 2,9 \pm 1	- 13,7 \pm 4	
JEFF 3.2	- 11,9 \pm 1	6,7 \pm 3	- 0,2 \pm 4	- 3,0 \pm 1	- 8,5 \pm 5	
ENDF/BVII.1	- 13,5 \pm 3	7,1 \pm 5	- 0,3 \pm 1	- 3,3 \pm 2	- 10,2 \pm 6	

Tableau 92 Décomposition par isotope et incertitudes sur l'effet de dilatation (5%)

Avec un écart type à 3σ , les écarts entre bibliothèques sont néanmoins compris dans l'intervalle d'incertitude. On remarque aussi que la nouvelle version de JEFF permet de meilleurs accords avec ENDF-BVII pour la contribution de cet isotope.

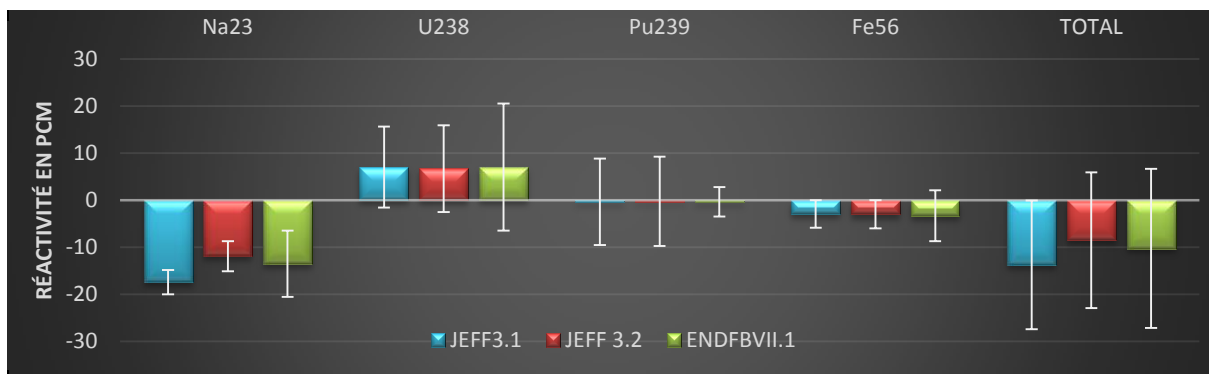


Figure 164 Décomposition de l'effet de dilatation sodium (5%) obtenu avec différentes bibliothèques

ISOTOPE	BIBLIOTHEQUE + COVARIANCE	CAPTURE	ELASTIC	INELASTIC	TOTAL
Na23	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	6 ± 0,3	-43 ± 0,5	20 ± 0,6	-17 ± 1
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	6 ± 0,6	-43 ± 0,6	25 ± 1,6	-12 ± 1,5
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	6 ± 0,1	-43 ± 2,4	24 ± 5,4	-14 ± 3,2

Tableau 93 Décomposition de l'effet de dilatation par réaction pour le Na23 (pcm)

Les décompositions par réaction (cf. Tableau 93) de l'effet en réactivité et des incertitudes pour le Na23 montrent que les écarts viennent de la contribution de la réaction inélastique avec un écart de 20 % entre JEFF3.1 et JEFF3.2.

c. Autres contre-réactions neutroniques

i. Dilatation des tubes hexagonaux et des gaines

Les effets de dilatation des gaines et des tubes hexagonaux (TH) calculés avec les différentes bibliothèques sont en très bon accord, avec des écarts inférieurs au pcm (cf. Tableau 94). Les incertitudes associées sont très similaires, avec une incertitude relative légèrement plus importante en utilisant COMMARA.

Effet neutronique	BIBLIOTHEQUE + COVARIANCE	$\Delta\rho$ (pcm)	Incertitudes (1σ)	
Dilatation des tubes hexagonaux	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	12	7 %	1 pcm
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	12	7 %	1 pcm
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	12	10 %	1 pcm
Dilatation des gaines	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	27	4 %	1 pcm
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	26	4 %	1 pcm
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	27	6 %	2 pcm

Tableau 94 Dilatation des gaines et des tubes hexagonaux obtenu avec différentes bibliothèques

Les décompositions par isotope des différents effets (cf. Figures 165 & 166) montrent une contribution importante du Fer56 et une contribution légère de l'U238 à la fois pour la dilatation des gaines et des TH. Le Ni58 présent dans l'acier des TH contribue également à hauteur de 20 % à l'effet total.

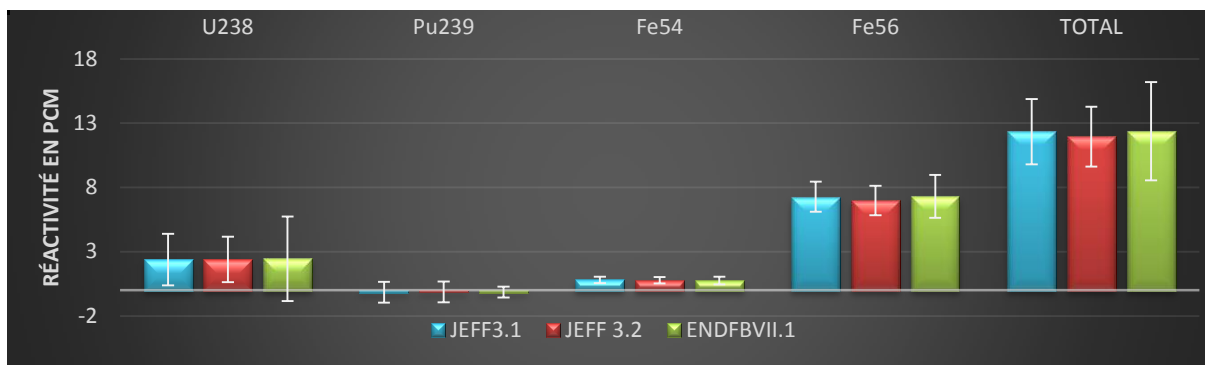


Figure 165 : Décomposition de l'effet de dilatation des tubes hexagonaux

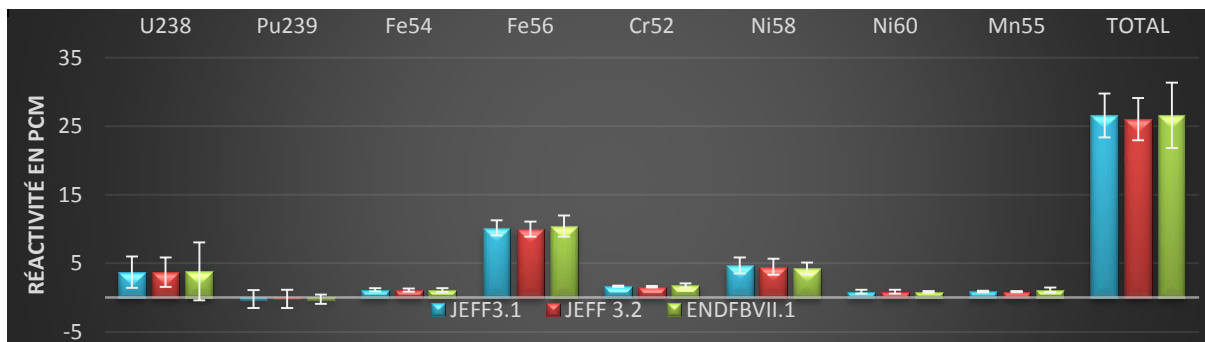


Figure 166 Décomposition de l'effet de dilatation des gaines

Les contributions des différents isotopes sont en très bon accord entre les évaluations. Les décompositions par réaction (cf. vi. Résultats supplémentaires) confirment les bons accords et ne mettent pas en évidence d'effet de compensation. Les écarts sur les incertitudes relatives (cf. vi. Résultats supplémentaires) sont comme pour les autres grandeurs neutroniques issues des écarts sur l'U238 (inélastique), le Pu239 (fission), les sections élastiques et inélastiques du Fer56. Les incertitudes sur l'effet de dilatation des TH mettent également en avant un écart faible sur la capture du Ni58.

ii. Dilatation du sommier

Les calculs, avec respectivement JEFF3.2 et ENDFB-VIII, des effets en réactivité associés à la dilatation du sommier entraînent des écarts de l'ordre de 15 pcm et 10 avec JEFF3.1. Encore une fois, ces écarts sont compris dans les intervalles d'incertitudes des différentes évaluations.

L'effet sommier est obtenu en perturbant à la fois les concentrations et le pas du réseau. Les outils de perturbation disponibles ne permettent pas de décomposer des effets en réactivité associés à un changement radial de la géométrie. Néanmoins, il est possible d'obtenir la décomposition des incertitudes avec la théorie des perturbations équivalente.

Effet de dilatation du sommier			
BIBLIOTHEQUE + COVARIANCE	$\Delta\rho$ (pcm)	Incertitudes (1σ)	
JEFF 3.1 + COMAC V0.1	- 515	1,6 %	8 pcm
JEFF 3.2 + COMAC V0.1	- 530	1,6 %	8 pcm
ENDF/BVII.1 + COMMARA	- 526	1,5 %	8 pcm

Tableau 95 Dilatation du sommier obtenue avec différents bibliothèques

Les incertitudes décomposées par isotope et réactions (vi. Résultats supplémentaires) confirment les écarts observés pour les autres grandeurs neutroniques entre COMAC et COMMARA, notamment pour la fission du Pu239, l'inélastique de l'U238 et les réactions élastique et inélastique du sodium.

iii. Dilatation du combustible

Comme pour les effets de dilatation des matériaux de structure, les effets en réactivité de la dilatation du combustible (concentration + géométrie) présentent de bons accords avec des écarts inférieurs au pcm. (cf. Tableau 96). Les incertitudes associées sont très similaires, avec une incertitude relative légèrement plus faible en utilisant COMMARA.

Effet de dilatation du combustible			
BIBLIOTHEQUE + COVARIANCE	$\Delta\rho$ (pcm)	Incertitudes (1σ)	
JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-116	2,6 %	3 pcm
JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-118	2,7 %	3 pcm
ENDF/BVII.1 + COMMARA	-120	4 %	5 pcm

Tableau 96 Dilatation du combustible obtenue avec différents bibliothèques

Les outils de perturbations ne permettent pas de décomposer l'effet en réactivité par isotope et réactions étant donné que la géométrie est dilatée entre la situation de référence et la situation perturbée. Cependant, l'effet de dilatation du combustible peut être calculé en deux étapes. Tout d'abord, en évaluant l'impact du changement des concentrations des noyaux lourds par perturbation. Les valeurs obtenues sont alors normalisées par rapport à l'effet total obtenu grâce à des calculs directs (changement de la concentration et de la géométrie). Ainsi, la contribution due uniquement aux changements des concentrations peut être étudiée de manière séparée.

L'effet « de dilatation des concentrations » est environ deux fois supérieurs à l'effet total (cf. Tableau 97). Les bons accords observés pour l'effet total sont confirmés pour la composante « concentration » aussi bien pour la variation en réactivité que pour les incertitudes.

Effet de dilatation du combustible : Impact du changement des concentrations			
BIBLIOTHEQUE + COVARIANCE	$\Delta\rho$ (pcm)	Incertitudes (1σ)	
JEFF 3.1 + COMAC V0.1	- 329	1,5 %	5 pcm
JEFF 3.2 + COMAC V0.1	- 333	1,5 %	5 pcm
ENDF/BVII.1 + COMMARA	- 333	1,1 %	4 pcm

Tableau 97 Effet de dilatation du combustible obtenu avec différents bibliothèques (changement des concentrations des noyaux lourds uniquement)

Les décompositions par isotope (cf. Figure 167) montrent des contributions importantes et similaires entre les bibliothèques du Pu239 et l'U238. Les décompositions par réaction (cf. vi. Résultats supplémentaires) confirment les bons accords entre isotopes et ne mettent pas en évidence d'effet de compensation.

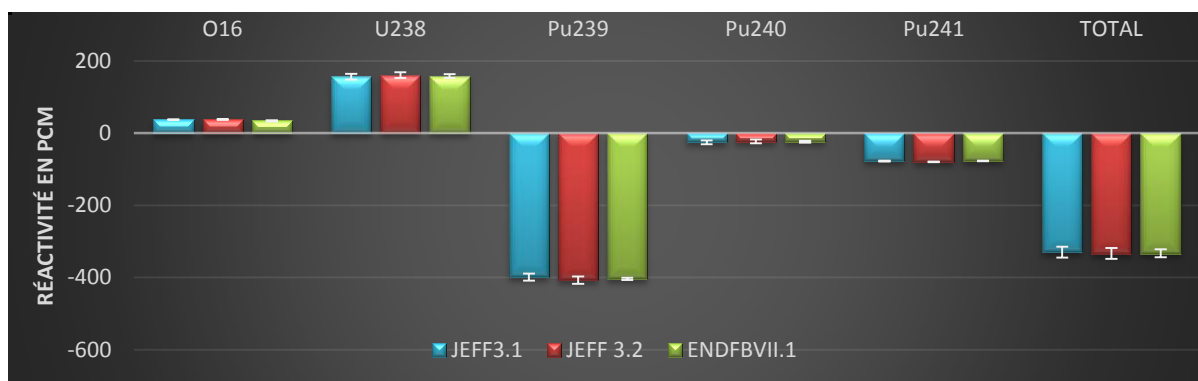


Figure 167 : Décomposition par isotope et incertitudes sur l'effet de dilatation du combustible

iv) Bilan des écarts en début de vie et en fin de cycle

Le même genre d'exercice a été réalisé pour le cœur en fin de cycle, l'analyse complète n'a pas été ajoutée au document, mais les conclusions sont similaires pour chaque effet neutronique.

Effet Neutronique	BIBLIOTHEQUE + COVARIANCE	Total (pcm)		1σ (pcm)		1σ (%)	
		DV	FC	DV	FC	DV	FC
Vidange totale en sodium	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-1137	-190	114	101	10%	53%
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-1003	-91	115	105	12%	116%
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	-1031	-154	140	125	14%	81%
Doppler	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-536	-615	22	27	4%	4%
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-531	-581	23	26	4%	5%
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	-559	-636	19	23	4%	4%
Dilatation sodium 1 %	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-3	5	1	1	36%	21%
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-2	6	1	1	67%	16%
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	-2	5	1	1	63%	22%
Dilatation sodium 5 %	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-14	23	5	5	34%	20%
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-9	27	5	5	57%	17%
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	-10	24	6	6	55%	24%
Dilatation sodium 10 %	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-30	43	9	9	31%	21%
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-20	51	10	9	50%	18%
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	-23	45	11	12	50%	26%
Dilatation du sommier	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-619	-594	10	9	2%	2%
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-634	-589	10	9	2%	2%
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	-629	-588	7	8	1%	1%
Dilatation du combustible	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-329	-319	5	5	2%	2%
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-333	-312	5	5	2%	2%
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	-333	-315	4	4	1%	1%
Dilatation des tubes hexagonaux	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	12	17	1	1	7%	5%
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	12	17	1	1	7%	6%
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	12	17	1	1	11%	8%
Dilatation des gaines	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	27	32	1	1	4%	4%
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	26	31	1	1	4%	4%
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	27	32	2	2	6%	5%

Tableau 98 Bilan des écarts entre bibliothèques et covariances

En outre, la comparaison des résultats obtenus en début de vie et en fin de cycle (cf. Tableau 98) permettent de faire quelques remarques supplémentaires :

- les incertitudes en absolu sur chaque paramètre neutronique sont sensiblement les mêmes en début de vie et en fin de cycle,
- les incertitudes relatives pour les effets de dilatation sodium sont quasiment constantes suivant la valeur de la perturbation (1%, 5% et 10%).

Finalement, les comparaisons des évaluations européennes et américaines ont montré de bons accords pour le calcul des paramètres neutroniques. Les écarts sont compris dans les intervalles d'incertitudes et conforte les incertitudes obtenues avec JEFF3.1 et COMAC. Ces bons accords sont de plus observés lorsque l'on décompose les effets neutroniques par isotope et réaction.

Toutefois, ce travail ne permet pas de s'assurer que les incertitudes issues des données nucléaires ne sont pas sous-estimées. En effet, les différentes évaluations de données nucléaires se rapportent parfois à la même base expérimentale impliquant ainsi une interdépendance assez forte.

Références de cette partie

- [Sta14] N. STAUFF, et al., « Impact of the differences in nuclear data on estimated K-effective of SFR cores », Physor 2014, Kyoto Japan, September 28 October 3, 2014.
- [Her11] M. HERMAN, et al., « COMMARA-2.0 Neutron Cross Section Covariance Library” BNL-94830-2011 (2011).
- [Smi11] D. L. SMITH, « Evaluated Nuclear Data Covariances: The Journey from ENDF/B-VII.0 to ENDF/B-VII.1 », Nuclear Data Sheets, Vol. 112, pp 3037-3053, 2011.

- v) Incertitudes sur le k_{eff} calculées avec BISTRO et JEFF3.1+COMAC, JEFF3.2+COMAC et ENDF-BVII+COMMARA

ISOTOPE	FISSION	CAPTURE	ELASTIC	INELASTIC	NXN	NU	TOTAL
O16	0	102	39	2	0	0	109
Na23	0	20	28	11	0	0	36
U238	526	716	-78	176	-2	73	905
U235	4	18	1	1	0	2	19
Pu238	8	19	1	1	0	61	65
Pu239	817	241	-16	67	-1	115	862
Pu240	423	-218	-8	-36	1	15	361
Pu241	62	94	1	5	1	67	131
Pu242	22	30	2	7	0	13	40
Fe54	0	25	15	4	0	0	30
Fe56	0	107	58	51	0	0	132
Ni58	0	50	3	3	0	0	50
Autres	3	24	7	6	0	4	26
TOTAL	1062	748	-23	192	-2	165	1323

Tableau 99 Décomposition de l'incertitude sur le k_{eff} obtenue avec JEFF 3.1 +COMAC V0.1

ISOTOPE	FISSION	CAPTURE	ELASTIC	INELASTIC	NXN	NU	TOTAL
O16	0	77	38	2	0	0	86
Na23	0	23	27	14	0	0	38
U238	493	676	-73	199	-2	71	860
Pu238	8	19	1	1	0	61	64
Pu239	816	246	-16	67	-1	114	862
Pu240	392	-214	-8	-29	0	15	327
Pu241	62	92	1	5	1	67	129
Pu242	21	30	2	7	0	12	39
Fe54	0	25	15	4	0	0	29
Fe56	0	106	57	49	0	0	130
Ni58	0	48	3	2	0	0	49
Autres	5	30	7	5	0	4	32
TOTAL	1032	709	10	215	-2	163	1281

Tableau 100 Décomposition de l'incertitude sur le k_{eff} obtenue avec JEFF 3.2 +COMAC V0.1

ISOTOPE	FISSION	CAPTURE	ELASTIC	INELASTIC	NXN	NU	TOTAL
O16	0	137	67	3	0	0	153
Na23	0	2	41	65	0	0	77
U238	38	287	169	862	9	143	936
Pu238	40	42	2	10	0	48	76
Pu239	189	247	25	82	1	59	327
Pu240	115	124	15	67	0	212	280
Pu241	61	76	1	15	1	29	103
Pu242	48	100	2	7	0	40	118
Fe54	0	30	15	3	0	0	34
Fe56	0	109	123	130	0	0	210
Cr52	0	15	34	19	0	0	41
Ni58	0	36	4	13	0	0	38
Autres	4	25	7	15	0	4	30
TOTAL	241	458	228	881	9	271	1081

Tableau 101 Décomposition de l'incertitude sur le k_{eff} obtenue avec ENDF/BVII.1+COMMARA

vi) Résultats supplémentaires

a. Incertitudes pour l'effet de vidange sodium obtenues avec différents bibliothèques de données nucléaires et matrices de covariances

ISOTOPE	BIBLIOTHEQUE + COVARIANCE	CAPTURE	FISSION	ELASTIC	INELASTIC	NXN	NU	TOTAL
O16	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-8	0	-1	0	0	0	-8
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-8	0	-1	0	0	0	-8
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	-13	0	-1	-1	0	0	-13
Na23	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-14	0	-16	-9	0	0	-23
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-18	0	-16	-11	0	0	-27
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	-1	0	-25	-47	0	0	-53
U238	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-40	-58	10	-35	i2	-6	-78
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-30	-63	10	-45	i2	-6	-82
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	-23	-3	-28	-104	i2	-12	-110
Pu238	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-2	0	0	0	0	-1	-2
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-2	0	0	0	0	-1	-2
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	-3	-7	0	-1	0	-2	-8
Pu239	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-25	-64	1	-2	0	-8	-69
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-26	-65	1	-2	0	-8	-70
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	-9	-20	-3	-6	0	-6	-23
Pu240	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-14	-25	1	3	0	-1	-27
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-14	-25	1	3	0	-1	-28
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	-11	-8	-2	-5	0	-11	-18
Pu241	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-5	-7	0	0	0	-1	-8
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-5	-7	0	-1	0	-2	-9
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	-4	-6	0	0	0	-1	-8
Pu242	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-6	-1	-1	0	0	-1	-7
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-6	-1	-1	-1	0	-1	-7
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	-6	-3	-1	0	0	-2	-7
Fe54	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-1	0	-6	0	0	0	-6
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-2	0	-6	-1	0	0	-6
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	-2	0	-5	0	0	0	-6
Fe56	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-14	0	-19	-5	0	0	-24
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-13	0	-20	-6	0	0	-25
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	-13	0	-40	-13	0	0	-44
Cr52	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-1	0	0	0	0	0	-1
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-1	0	-1	0	0	0	-1
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	-1	0	-13	-2	0	0	-13
Autres	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-3	0	-5	0	0	0	-6
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-4	0	-5	0	0	0	-6
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	-4	0	-5	-2	0	0	-7
TOTAL	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-55	-90	-24	-36	i2	-10	-114
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-48	-94	-25	-47	i2	-10	-119
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	-34	-24	-57	-115	i2	-18	-136

Tableau 102 Incertitudes sur l'effet de vidange obtenues avec différents bibliothèques et covariances

b. Décompositions de l'effet Doppler et des incertitudes associées

ISOTOPE	BIBLIOTHEQUE	CAPTURE	ELASTIC	INELASTI	NU-FISSION	TOTAL
U238	JEFF 3.1	-480	2	-1	0	-478
	JEFF 3.2	-470	0	0	0	-469
	ENDF/BVII.1	-494	2	-1	0	-493
Pu239	JEFF 3.1	-21	0	0	31	9
	JEFF 3.2	-22	0	0	35	13
	ENDF/BVII.1	-21	0	0	31	10
Pu240	JEFF 3.1	-16	0	0	1	-14
	JEFF 3.2	-15	0	0	1	-14
	ENDF/BVII.1	-16	0	0	1	-14
Pu241	JEFF 3.1	1	0	0	-9	-8
	JEFF 3.2	1	0	0	-15	-14
	ENDF/BVII.1	1	0	0	-12	-11
Fe56	JEFF 3.1	-41	2	0	0	-39
	JEFF 3.2	-42	2	0	0	-40
	ENDF/BVII.1	-42	0	0	0	-42
Autres	JEFF 3.1	-5	0	0	0	-5
	JEFF 3.2	-6	0	0	0	-6
	ENDF/BVII.1	-8	0	0	0	-8
TOTAL	JEFF 3.1	-563	4	-1	24	-536
	JEFF 3.2	-554	2	0	21	-531
	ENDF/BVII.1	-581	2	-1	21	-558

Tableau 103 Décomposition de l'effet Doppler (pcm)

ISOTOPE	BIBLIOTHEQUE + COVARIANCE	CAPTURE	FISSION	ELASTIQUE	INELASTIQUE	NU	TOTAL
O16	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,1	0,0	0,6	0,0	0,0	0,6
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,1	0,0	0,6	0,0	0,0	0,6
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,1	0,0	1,1	0,0	0,0	1,1
Na23	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,0	0,0	0,7	0,0	0,0	0,7
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,0	0,0	0,7	0,0	0,0	0,7
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,0	0,0	1,1	0,2	0,0	1,1
U238	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,7	1,5	-0,2	2,3	0,1	2,8
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,9	1,5	-0,2	2,3	0,1	2,9
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,5	0,1	0,4	2,6	0,3	2,7
Pu239	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	1,1	2,1	0,0	0,2	0,2	2,4
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	1,1	2,2	0,0	0,2	0,2	2,4
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,6	0,5	0,1	0,5	0,1	0,9
Pu240	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,6	1,4	0,0	-0,2	0,0	1,5
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,6	1,4	0,0	-0,2	0,0	1,5
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,4	0,3	0,0	0,3	0,4	0,7
Fe56	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,2	0,0	0,6	0,1	0,0	0,6
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,2	0,0	0,6	0,1	0,0	0,7
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,3	0,0	0,6	0,4	0,0	0,8
Autres	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,4	0,2	0,3	0,1	0,1	0,5
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,4	0,2	0,3	0,1	0,1	0,5
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,4	0,3	0,2	0,2	0,1	0,6
TOTAL	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	1,5	2,9	1,1	2,3	0,3	4,2 %
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	1,6	2,9	1,1	2,4	0,3	4,3 %
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	1,0	0,7	1,8	2,7	0,5	3,5 %

Tableau 104 Décomposition de l'incertitude relative sur l'effet Doppler (%)

c. Décompositions des effets de dilatations des gaines et des tubes hexagonaux et des incertitudes associées

ISOTOPE	BIBLIOTHEQUE	CAPTURE	ELASTIC	INELASTI	TOTAL
U238	JEFF 3.1	2	0	0	2
	JEFF 3.2	2	0	0	2
	ENDF/BVII.1	2	0	0	2
Pu239	JEFF 3.1	0	0	0	0
	JEFF 3.2	0	0	0	0
	ENDF/BVII.1	0	0	0	0
Fe54	JEFF 3.1	1	-1	1	1
	JEFF 3.2	1	-1	0	1
	ENDF/BVII.1	1	-1	0	1
Fe56	JEFF 3.1	5	-5	8	7
	JEFF 3.2	5	-5	8	7
	ENDF/BVII.1	5	-6	8	7
Autres	JEFF 3.1	2	-2	2	2
	JEFF 3.2	2	-2	2	2
	ENDF/BVII.1	2	-2	2	2
TOTAL	JEFF 3.1	10	-8	10	12
	JEFF 3.2	11	-8	10	12
	ENDF/BVII.1	11	-9	11	12

Tableau 105 Décomposition de l'effet de dilatation des tubes hexagonaux (pcm)

ISOTOPE	BIBLIOTHEQUE	CAPTURE	ELASTIC	INELASTI	TOTAL
U238	JEFF 3.1	4	0	0	4
	JEFF 3.2	4	0	0	4
	ENDF/BVII.1	4	0	0	4
Pu239	JEFF 3.1	0	0	0	0
	JEFF 3.2	0	0	0	0
	ENDF/BVII.1	0	0	0	0
Fe54	JEFF 3.1	1	0	0	1
	JEFF 3.2	1	0	0	1
	ENDF/BVII.1	1	0	0	1
Fe56	JEFF 3.1	4	-2	8	10
	JEFF 3.2	4	-2	8	10
	ENDF/BVII.1	4	-2	8	10
Cr52	JEFF 3.1	1	-1	1	2
	JEFF 3.2	1	-1	1	2
	ENDF/BVII.1	1	-1	2	2
Ni58	JEFF 3.1	4	-1	1	5
	JEFF 3.2	4	-1	1	5
	ENDF/BVII.1	4	-1	1	4
Autres	JEFF 3.1	5	-1	3	6
	JEFF 3.2	5	-1	3	6
	ENDF/BVII.1	5	-1	2	5
TOTAL	JEFF 3.1	18	-5	13	27
	JEFF 3.2	19	-5	13	26
	ENDF/BVII.1	19	-6	14	27

Tableau 106 Décomposition de l'effet de dilatation des gaines (pcm)

ISOTOPE	BIBLIOTHEQUE + COVARIANCE	CAPTURE	FISSION	ELASTIQUE	INELASTIQUE	NU	TOTAL
O16	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	1,0	0,0	0,1	0,0	0,0	1,0
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,8	0,0	0,2	0,0	0,0	0,8
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	1,3	0,0	0,2	0,0	0,0	1,4
Na23	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,1	0,0	1,0	0,0	0,0	1,0
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,1	0,0	0,9	0,1	0,0	0,9
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,0	0,0	1,6	0,3	0,0	1,6
U238	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-1,3	3,6	-0,3	4,3	0,4	5,4
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-1,4	3,7	-0,2	3,6	0,4	4,9
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,7	0,2	1,9	8,6	0,8	8,9
Pu239	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,1	0,0	0,0	0,0	0,1	0,1
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,1	0,0	0,0	0,0	0,1	0,2
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,1	0,2	0,0	0,1	0,1	0,3
Pu240	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,7	2,0	0,1	-0,2	0,3	2,2
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,8	2,1	0,1	-0,2	0,3	2,3
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,8	0,6	0,1	0,4	0,2	1,1
Pu241	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,4	0,3	0,0	0,2	0,0	0,5
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,4	0,3	0,0	0,1	0,0	0,5
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,4	0,2	0,1	0,4	0,3	0,7
Pu242	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,2	0,2	0,0	0,1	0,2	0,3
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,2	0,2	0,0	0,1	0,2	0,3
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,1	0,2	0,0	0,1	0,1	0,3
Fe54	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,1	0,0	0,0	0,1	0,0	0,2
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,2	0,0	0,0	0,1	0,0	0,2
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,2	0,1	0,0	0,0	0,1	0,3
Fe56	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,7	0,0	0,1	0,1	0,0	0,7
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,7	0,0	0,1	0,1	0,0	0,7
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,8	0,0	0,2	0,1	0,0	0,8
Fe57	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	2,9	0,0	0,5	1,3	0,0	3,2
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	2,9	0,0	0,4	1,3	0,0	3,2
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	2,9	0,0	1,1	3,2	0,0	4,5
	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,3	0,0	0,0	0,1	0,0	0,3
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,3	0,0	0,0	0,1	0,0	0,3
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,3	0,0	0,0	0,1	0,0	0,3
Autres	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,4	0,0	0,1	0,1	0,0	0,4
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,4	0,0	0,1	0,1	0,0	0,4
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,5	0,0	0,1	0,3	0,0	0,5
TOTAL	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	3,0	4,1	1,1	4,5	0,6	6,9 %
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	2,9	4,2	1,0	3,8	0,6	6,5 %
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	3,5	0,7	2,7	9,2	0,9	10,3 %

Tableau 107 Décomposition de l'incertitude relative sur l'effet de dilatation des tubes hexagonaux (%)

ISOTOPE	BIBLIOTHEQUE + COVARIANCE	CAPTURE	FISSION	ELASTIQUE	INELASTIQUE	NU	TOTAL
O16	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,6	0,0	0,1	0,0	0,0	0,6
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,5	0,0	0,1	0,0	0,0	0,5
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,8	0,0	0,1	0,0	0,0	0,8
Na23	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,0	0,0	0,3	0,0	0,0	0,3
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,1	0,0	0,3	0,1	0,0	0,3
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,0	0,0	0,5	0,2	0,0	0,5
U238	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-0,7	1,7	-0,2	2,4	0,2	2,9
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-0,7	1,8	-0,1	2,2	0,2	2,8
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,7	0,1	1,1	5,1	0,4	5,3
Pu239	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,0	0,0	0,0	0,0	0,1	0,1
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,0	0,0	0,0	0,0	0,1	0,1
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,1	0,2	0,0	0,0	0,1	0,2
Pu240	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,5	1,6	0,0	-0,1	0,2	1,6
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,5	1,6	0,0	-0,1	0,3	1,7
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,6	0,5	0,1	0,3	0,1	0,9
Pu241	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-0,1	0,4	0,0	0,1	0,0	0,4
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-0,1	0,3	0,0	0,1	0,0	0,3
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,4	0,2	0,1	0,3	0,2	0,5
Pu242	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,1	0,2	0,0	0,1	0,1	0,2
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,1	0,2	0,0	0,1	0,1	0,3
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,1	0,2	0,0	0,1	0,1	0,2
Fe54	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,1	0,0	0,0	0,0	0,0	0,1
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,1	0,0	0,0	0,0	0,0	0,1
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,1	0,0	0,0	0,0	0,0	0,2
Fe56	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,3	0,0	0,0	0,0	0,0	0,3
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,3	0,0	0,0	0,0	0,0	0,3
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,3	0,0	0,0	0,0	0,0	0,3
Fe57	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	1,2	0,0	0,1	0,5	0,0	1,4
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	1,3	0,0	0,2	0,5	0,0	1,4
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	1,3	0,0	0,1	1,4	0,0	1,9
Ni58	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,1	0,0	0,0	0,0	0,0	0,1
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,1	0,0	0,0	0,0	0,0	0,1
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,1	0,0	0,0	0,0	0,0	0,1
Ni60	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	1,5	0,0	0,0	0,1	0,0	1,5
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	1,5	0,0	0,0	0,1	0,0	1,5
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	1,0	0,0	0,1	0,4	0,0	1,1
Mn55	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,3	0,0	0,0	0,0	0,0	0,3
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,4	0,0	0,0	0,0	0,0	0,4
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,1	0,0	0,0	0,1	0,0	0,2
	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,1	0,0	0,0	0,0	0,0	0,1
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,1	0,0	0,0	0,0	0,0	0,1
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,3	0,0	0,0	0,3	0,0	0,4
Autres	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,3	0,0	0,0	0,1	0,0	0,3
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,3	0,0	0,0	0,1	0,0	0,3
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,3	0,0	0,1	0,3	0,0	0,4
TOTAL	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	2,0	2,3	0,3	2,5	0,4	4,0 %
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	2,0	2,4	0,4	2,3	0,4	3,9 %
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	2,2	0,6	1,2	5,4	0,5	6,0 %

Tableau 108 Décomposition de l'incertitude relative sur l'effet de dilatation des gaines (%)

d. Incertitudes associées à l'effet de dilatation du sommier

ISOTOPE	BIBLIOTHEQUE + COVARIANCE	CAPTURE	FISSION	ELASTIQUE	INELASTIQUE	NU	TOTAL
Na23	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,3	0,0	0,2	0,2	0,0	0,4
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,3	0,0	0,2	0,2	0,0	0,4
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,0	0,0	0,3	0,8	0,0	0,9
U238	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,2	0,5	0,1	0,3	0,1	0,7
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,2	0,4	0,1	0,4	0,0	0,7
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,7	0,1	-0,1	0,6	0,1	0,9
Pu239	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,5	1,2	0,0	-0,1	0,2	1,3
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,4	1,2	0,0	-0,1	0,2	1,2
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,1	0,4	0,0	0,2	0,1	0,4
Pu240	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-0,1	0,4	0,0	0,1	0,0	0,4
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-0,1	0,4	0,0	0,1	0,0	0,4
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,2	0,1	0,0	0,1	0,1	0,3
Fe56	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,3	0,0	0,2	0,0	0,0	0,4
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,3	0,0	0,2	0,0	0,0	0,4
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,3	0,0	0,4	0,0	0,0	0,5
Autres	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,2	0,1	0,1	0,0	0,1	0,3
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,2	0,1	0,2	0,0	0,1	0,3
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,2	0,2	0,3	0,1	0,0	0,4
TOTAL	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,7	1,3	0,3	0,4	0,2	1,6 %
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,7	1,3	0,3	0,5	0,2	1,6 %
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,8	0,4	0,6	1,1	0,2	1,5 %

Tableau 109 Incertitude relative associée à l'effet de dilatation radiale du sommier (%)

e. Décompositions de l'effet de dilatation axial du combustible et des incertitudes associées (effet de la dilatation des concentrations uniquement)

ISOTOPE	BIBLIOTHEQUE	CAPTURE	ELASTIC	INELASTI	NU-FISSION	NXN	TOTAL
U238	JEFF 3.1	3	34	0	0	0	38
	JEFF 3.2	3	35	0	0	0	38
	ENDF/BVII.1	3	31	0	0	0	34
Pu239	JEFF 3.1	184	-11	52	-67	-1	156
	JEFF 3.2	187	-11	51	-66	0	160
	ENDF/BVII.1	188	-11	50	-68	-1	158
Fe54	JEFF 3.1	45	-1	3	-445	0	-399
	JEFF 3.2	47	-1	3	-455	0	-407
	ENDF/BVII.1	45	-1	4	-451	0	-404
Fe56	JEFF 3.1	20	-1	2	-47	0	-26
	JEFF 3.2	22	-1	2	-47	0	-23
	ENDF/BVII.1	21	-1	2	-46	0	-24
Cr52	JEFF 3.1	6	0	0	-83	0	-77
	JEFF 3.2	6	0	0	-86	0	-80
	ENDF/BVII.1	5	0	1	-83	0	-77
Autres	JEFF 3.1	14	-4	1	-34	0	-22
	JEFF 3.2	15	-4	1	-34	0	-22
	ENDF/BVII.1	15	-4	1	-32	0	-20
TOTAL	JEFF 3.1	272	17	58	-676	-1	-329
	JEFF 3.2	279	18	57	-688	0	-333
	ENDF/BVII.1	276	14	58	-680	-1	-333

Tableau 110 Décomposition de la dilatation axial du combustible (pcm) – Dilatation des concentrations uniquement

ISOTOPE	BIBLIOTHEQUE + COVARIANCE	CAPTURE	FISSION	ELASTIQUE	INELASTIQUE	NU	TOTAL
Na23	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,1	0,0	0,2	0,0	0,0	0,2
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,1	0,0	0,2	0,0	0,0	0,2
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,0	0,0	0,3	0,1	0,0	0,3
U238	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,5	0,6	0,1	0,2	0,1	0,8
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,5	0,6	0,1	0,3	0,1	0,8
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,4	0,1	-0,1	0,3	0,1	0,6
Pu239	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,2	1,0	0,0	-0,1	0,1	1,0
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,2	1,0	0,0	-0,1	0,1	1,0
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,1	0,3	0,0	0,1	0,1	0,3
Pu240	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-0,1	0,6	0,0	0,1	0,0	0,6
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-0,1	0,6	0,0	0,1	0,0	0,5
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,1	0,1	0,0	0,1	0,1	0,2
Fe56	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,4	0,0	0,2	0,1	0,0	0,5
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,4	0,0	0,3	0,1	0,0	0,5
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,4	0,0	0,5	0,4	0,0	0,8
Autres	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,2	0,1	0,1	0,0	0,1	0,3
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,2	0,1	0,1	0,0	0,1	0,3
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,2	0,1	0,2	0,1	0,1	0,3
TOTAL	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,7	1,3	0,3	0,3	0,2	1,5 %
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,7	1,3	0,3	0,3	0,2	1,5 %
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,6	0,3	0,6	0,5	0,2	1,1 %

Tableau 111 Incertitude relative associée à axiale du combustible (%) - Dilatation des concentrations uniquement

f. Incertitudes associées à l'effet de dilatation du combustible

ISOTOPE	BIBLIOTHEQUE + COVARIANCE	CAPTURE	FISSION	ELASTIQUE	INELASTIQUE	NU	TOTAL
Na23	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,2	0,0	0,1	0,1	0,0	0,2
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,2	0,0	0,0	0,1	0,0	0,2
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,0	0,0	0,1	0,4	0,0	0,4
U238	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-0,4	0,4	-0,1	1,1	0,1	1,1
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-0,4	0,4	-0,1	1,1	0,1	1,1
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,6	0,0	0,5	2,7	0,1	2,8
Pu239	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,5	1,3	0,0	-0,1	0,2	1,4
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,5	1,3	0,0	-0,1	0,2	1,4
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,3	0,4	0,0	0,2	0,1	0,5
Pu240	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	-0,2	0,4	0,0	0,1	0,0	0,4
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	-0,2	0,4	0,0	0,1	0,0	0,4
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,3	0,1	0,0	0,2	0,1	0,4
Fe56	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,8	0,0	0,1	0,3	0,0	0,9
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,9	0,0	0,2	0,3	0,0	0,9
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,8	0,0	0,4	0,7	0,0	1,1
Autres	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,5	0,1	0,1	0,0	0,1	0,5
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,5	0,1	0,1	0,0	0,1	0,5
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,5	0,2	0,2	0,1	0,1	0,6
TOTAL	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	1,0	1,4	0,1	1,1	0,2	2,1 %
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	1,0	1,4	0,1	1,2	0,2	2,1 %
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	1,2	0,5	0,6	2,8	0,2	3,2 %

Tableau 112 Incertitude relative associée à l'effet de dilatation axiale du combustible (%) – Dilatation des concentrations et de la géométrie

g. Décompositions de l'effet de dilatation du sodium et des incertitudes associées

ISOTOPE	BIBLIOTHEQUE	CAPTURE	ELASTIC	INELASTI	NU-FISSION	NXN	TOTAL
Na23	JEFF 3.1	5,5	-43,0	20,2	0,0	0,0	-17,4
	JEFF 3.2	6,3	-43,0	24,9	0,0	0,0	-11,9
	ENDF/BVII.1	6,1	-43,1	23,5	0,0	0,0	-13,5
U238	JEFF 3.1	7,1	0,0	0,0	0,0	0,0	7,0
	JEFF 3.2	6,7	0,0	0,0	0,0	0,0	6,7
	ENDF/BVII.1	7,1	0,0	0,0	0,0	0,0	7,1
Pu239	JEFF 3.1	0,3	0,0	0,0	-0,6	0,0	-0,4
	JEFF 3.2	0,2	0,0	0,0	-0,5	0,0	-0,2
	ENDF/BVII.1	0,3	0,0	0,0	-0,6	0,0	-0,3
Fe56	JEFF 3.1	1,0	-4,0	0,1	0,0	0,0	-2,9
	JEFF 3.2	0,9	-4,0	0,1	0,0	0,0	-3,0
	ENDF/BVII.1	0,9	-4,3	0,1	0,0	0,0	-3,3
Autres	JEFF 3.1	0,4	-0,4	0,0	0,0	0,0	-0,1
	JEFF 3.2	0,4	-0,4	0,0	0,0	0,0	-0,1
	ENDF/BVII.1	0,4	-0,5	0,0	0,0	0,0	-0,1
TOTAL	JEFF 3.1	14,2	-47,5	20,3	-0,7	0,0	-13,7
	JEFF 3.2	14,6	-47,5	25,0	-0,5	0,0	-8,5
	ENDF/BVII.1	14,8	-47,9	23,6	-0,7	0,0	-10,2

Tableau 113 Décomposition de l'effet de dilatation du sodium en pcm

ISOTOPE	EVALUATION	CAPTURE	FISSION	ELASTIQUE	INELASTIQUE	NU	TOTAL
O16	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	2,3	0,0	1,0	0,1	0,0	2,5
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	3,9	0,0	1,8	0,2	0,0	4,3
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	5,4	0,0	2,5	0,2	0,0	6,0
Na23	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	5,4	0,0	1,2	3,1	0,0	6,3
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	10,8	0,0	-1,3	6,3	0,0	12,5
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,6	0,0	5,5	22,3	0,0	23,0
U238	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	11,8	14,5	-3,1	9,6	1,6	20,9
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	14,4	25,8	-4,9	21,1	2,9	36,1
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	11,5	1,2	10,7	40,8	4,5	44,0
Pu238	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,7	0,1	0,0	0,0	0,2	0,8
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	1,2	0,2	0,0	0,1	0,5	1,3
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	1,3	2,7	0,0	0,3	0,8	3,1
Pu239	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	8,9	20,3	0,1	0,7	2,5	22,3
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	15,0	33,9	0,3	1,2	4,3	37,3
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	2,5	9,0	1,2	2,8	2,5	10,2
Pu240	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	3,9	6,2	-0,2	-0,9	0,2	7,3
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	6,6	10,1	-0,4	-1,4	0,3	12,0
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	5,5	3,3	0,8	2,4	4,4	8,2
Pu241	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	1,8	2,0	0,1	0,1	0,6	2,8
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	3,1	3,4	0,1	0,2	1,2	4,7
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	2,1	2,7	0,1	0,5	0,7	3,6
Pu242	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	2,1	0,4	0,1	0,2	0,2	2,2
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	3,7	0,7	0,2	0,3	0,3	3,8
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	2,9	1,1	0,2	0,2	0,9	3,2
Fe54	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,4	0,0	1,4	0,1	0,0	1,4
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,9	0,0	2,2	0,2	0,0	2,4
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,9	0,0	1,8	0,2	0,0	2,0
Fe56	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	4,5	0,0	5,2	1,4	0,0	7,1
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	7,7	0,0	8,5	2,8	0,0	11,8
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	6,8	0,0	15,5	5,2	0,0	17,7
Fe57	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,1	0,0	0,7	0,1	0,0	0,7
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,1	0,0	1,2	0,2	0,0	1,2
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,1	0,0	0,7	0,1	0,0	0,7
Cr52	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,2	0,0	0,1	0,1	0,0	0,3
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	0,4	0,0	0,2	0,2	0,0	0,5
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,3	0,0	4,0	0,9	0,0	4,1
Ni58	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,9	0,0	0,4	0,1	0,0	1,0
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	1,7	0,0	0,7	0,1	0,0	1,9
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	1,1	0,0	0,8	0,6	0,0	1,5
Mn55	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,6	0,0	0,3	0,0	0,0	0,6
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	1,0	0,0	0,5	0,0	0,0	1,1
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	1,5	0,0	0,3	0,7	0,0	1,7
Autres	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	0,7	0,1	0,3	0,1	0,1	0,8
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	1,2	0,1	0,5	-0,1	0,1	1,4
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	0,9	0,1	0,5	-0,2	0,1	1,0
TOTAL	JEFF 3.1 + COMAC V0.1	17,3	25,8	4,8	10,2	3,1	33,2 %
	JEFF 3.2 + COMAC V0.1	26,4	43,9	7,6	22,2	5,3	56,6 %
	ENDF/BVII.1 + COMMARA	16,3	10,5	20,4	47,0	6,9	55,2 %

Tableau 114 : Décomposition de l'incertitude relative sur l'effet de dilatation sodium 5 % (%)

ANNEXE F

PROPAGATION DES INCERTITUDES PENDANT LES TRANSITOIRES

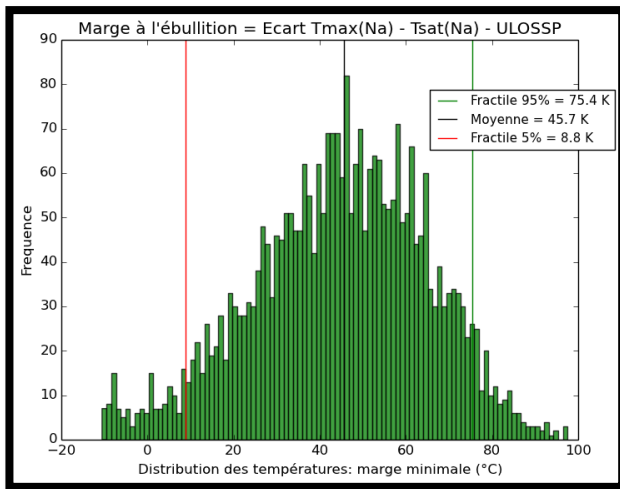


Figure 168 ULOSSP – Distribution de la marge avec σ constantes

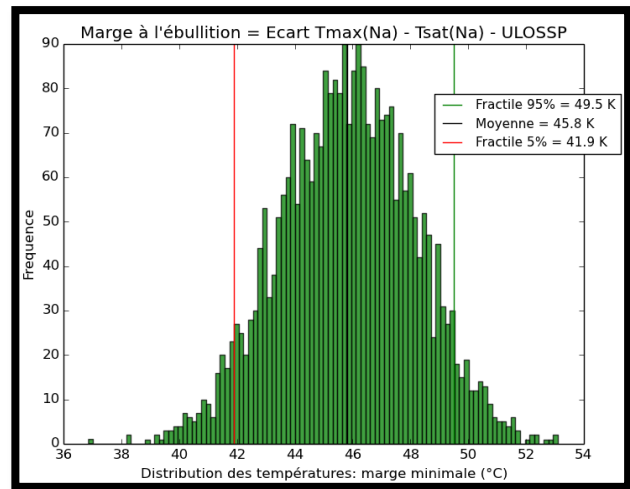


Figure 169 ULOSSP – Distribution de la marge avec σ locales sans corrélation

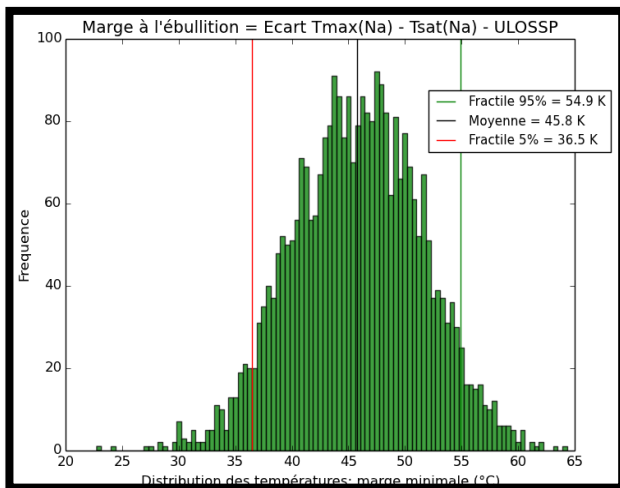


Figure 170 ULOSSP – Distribution de la marge avec σ locales et corrélations intégrées

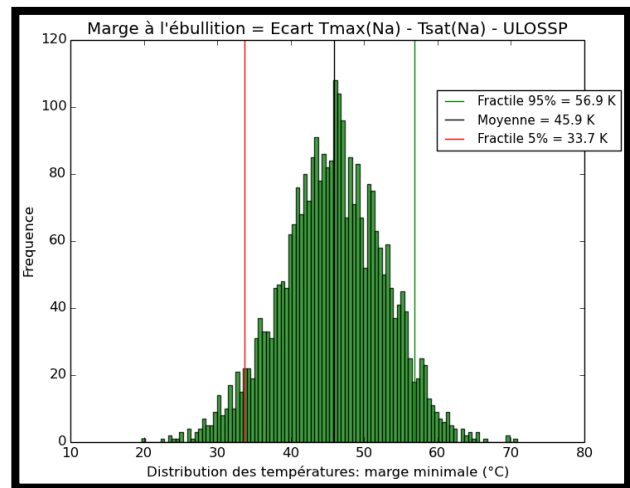


Figure 171 ULOSSP – Distribution de la marge avec σ sous la forme de matrice

ANNEXE G

INCERTITUDES ISSUES DES DONNEES TECHNOLOGIQUES

1. Introduction

Les données de caractères technologiques utilisées pour calculer les grandeurs neutroniques ont plusieurs origines :

- les dimensions géométriques des différents éléments,
- les concentrations atomiques des constituants (combustibles, acier ...),
- les températures et les coefficients de dilatation des différents matériaux.

Ces données sont utilisées à la fois pour calculer les sections efficaces multi-groupes auto-protégées mais également lors du calcul cœur pour évaluer les flux et les grandeurs neutroniques.

La propagation des incertitudes technologiques constitue un travail conséquent et nécessite des données complètes et actualisées pour les concepts étudiés. Cette annexe permet d'identifier des pistes de développement d'une méthodologie permettant la propagation des incertitudes technologiques.

2. Impact sur les sections efficaces

Lors du calcul des sections efficaces avec ECCO, la géométrie des cellules élémentaires ainsi que les concentrations des matériaux sont utilisées pour évaluer les sections efficaces auto-protégées. Par hypothèse, l'impact des concentrations et des dimensions géométriques est faible lors du calcul des sections microscopiques pour les RNR-Na. Cette hypothèse implique que les sections microscopiques calculées en début de vie sont utilisées après irradiation pour étudier des effets en début ou fin de cycle. Selon la même hypothèse, les incertitudes technologiques sont considérées négligeables lors de l'évaluation des valeurs de sections efficaces multi-groupes. Cependant, l'impact des incertitudes technologiques sur les sections efficaces peut être évalué avec une méthode Monte Carlo. La distribution des sections auto-protégées peut être obtenue à partir d'une série de calculs cellules basée sur un tirage aléatoire des concentrations et des dimensions géométriques des composants suivant les lois de distribution des paramètres technologiques. En comparant les distributions des paramètres technologiques avec les distributions des sections efficaces auto-

protégées, il est alors possible d'évaluer l'incertitude de caractère technologique sur la production de sections efficaces auto-protégées. Des résultats préliminaires montrent que cet effet est effectivement négligeable pour les RNR-Na.

3. Impact lors du « calcul cœur »

Les solveurs déterministes utilisent les sections efficaces microscopiques, les concentrations atomiques et les dimensions géométriques des milieux pour évaluer les flux neutroniques, les taux de réactions et les facteurs de multiplications effectifs. Les concentrations des noyaux lourds après irradiation du combustible sont pour leur part, obtenues à partir des concentrations initiales en résolvant les équations de Bateman (cf. Section sur les incertitudes après irradiation du combustible).

L'incertitude issue des données technologiques peut donc être évaluée en séparant deux contributions distinctes :

- une incertitude sur les concentrations atomiques,
- et un impact géométrique (effet neutronique) qui correspond au parcours des neutrons dans les milieux: effet à priori négligeable pour les RNR.

a) Incertitudes sur les concentrations

L'incertitude issue des concentrations atomiques peut être évaluée avec les sensibilités déjà calculées pour estimer les incertitudes issues des données nucléaires. En effet, la sensibilité d'une grandeur neutronique à la concentration d'un isotope donné correspond à la somme (sur les réactions et les groupes énergétiques) des sensibilités aux sections efficaces de réactions de cet isotope.

Avec cette astuce, il est alors possible en combinant les sensibilités de tous les isotopes avec une matrice de variance-covariances des concentrations d'obtenir l'incertitude d'une grandeur neutronique aux concentrations.

La première étape de cette démarche consiste alors à estimer les incertitudes sur les concentrations atomiques des matériaux en propageant les incertitudes issues des propriétés physiques des constituants élémentaires du cœur.

Les différents éléments qui constituent le cœur sont :

- les pastilles combustibles et fertiles,
- les tubes hexagonaux et les gaines,
- le sodium,
- les entretoises,
- les absorbants (barres de contrôle et protection neutronique supérieur).

Les concentrations atomiques de ces constituants élémentaires sont déterminées à partir des dimensions géométriques (rayons, longueurs, épaisseurs...), des masses volumiques, des teneurs, des compositions... de ces éléments. L'incertitude sur la concentration atomique des isotopes dépend

donc des incertitudes sur ces propriétés physiques et entraîne des corrélations entre les concentrations atomiques. Par exemple, l'incertitude sur la concentration en Pu239 va dépendre de la teneur qui impact également les concentrations des autres noyaux lourds. De la même façon, la concentration en sodium dans les différents milieux va dépendre des dimensions des gaines et des tubes hexagonaux entraînant une corrélation entre les isotopes de l'acier et le sodium.

Les incertitudes sur les concentrations et les corrélations éventuelles peuvent être mise sous le format d'une matrice de covariance. La matrice de variance covariances des concentrations est établie en utilisant les tolérances de fabrication et les spécifications sur la teneur en noyaux lourds, la masse volumique, et les volumes des éléments du cœur. Cependant ces données doivent être réévaluées pour les designs de cœur envisagés pour ASTRID. En raison du manque d'information concernant les lois de distributions des paramètres technologiques de ces cœurs, plusieurs hypothèses sur les lois de distribution pourront être choisies (loi uniforme si la valeur est une spécification et les paramètres technologiques des composants sont issus d'un même lot ou loi gaussienne si ces paramètres sont indépendants).

b) Dimensions géométriques

La seconde contribution peut être évaluée à partir de la distribution de réactivité obtenue en réalisant une série de calculs cœurs avec des dimensions géométriques des composants et des coefficients de dilatation des matériaux tirées aléatoirement dans leurs lois de distribution. Cet effet est à priori négligeable pour les RNR-Na.

Finalement, la méthodologie générale se résume avec le schéma suivant :

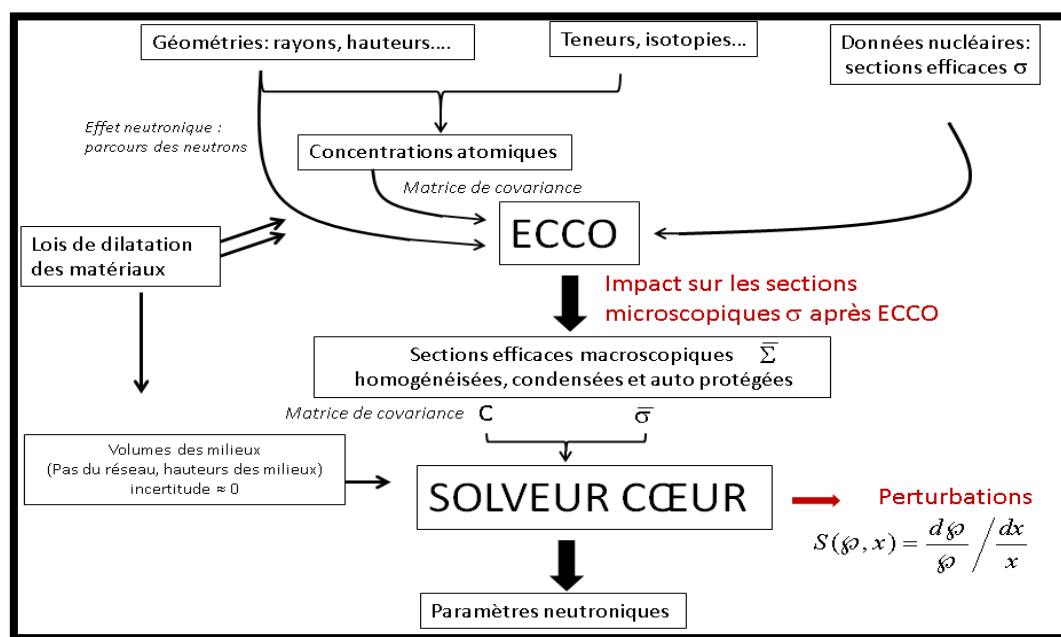


Figure 172 Schéma de principe sur les incertitudes technologiques

LISTE DES FIGURES

FIGURE 1 VARIATION DE v AVEC L'ÉNERGIE DES NEUTRONS	9
FIGURE 2 LES RNR-NA EN FRANCE	13
FIGURE 3 SCENARIO DE RENOUVELLEMENT DU PARC NUCLEAIRE FRANÇAIS	16
FIGURE 4 LE SYSTEME RNR-NA	17
FIGURE 5 DISPOSITIF SEPIA.....	19
FIGURE 6 LE CHOIX DU NIVEAU DE PUISSANCE DU RNR-NA	19
FIGURE 7 SCHEMA AXIAL DU CŒUR A FAIBLE VIDANGE CV-V1 1500 MWth	31
FIGURE 8 SCHEMA ILLUSTRANT L'IMPACT DES DIFFERENTES SOLUTIONS POUR UNE REDUCTION DE L'EFFET DE VIDANGE DE -4.7 \$	32
FIGURE 9 SPECTRE DU CŒUR DE TYPE CFV EN SITUATION NOMINALE ET VIDANGÉE	32
FIGURE 10 DISTRIBUTION AXIALE DU FLUX SUR LE CŒUR CFV EN SITUATIONS NOMINALE ET VIDANGÉE	33
FIGURE 11 EFFET DE VIDANGE EN FONCTION DE LA DENSITE DU SODIUM EN FIN DE CYCLE	33
FIGURE 12 NON-LINEARITE DE L'EFFET DE DILATATION DU SODIUM DANS LE PLENUM ET LE VASE D'EXPANSION SUPERIEUR.	34
FIGURE 13 LE DESIGN CFV	36
FIGURE 14 CONCEPT DE MARGE DE SURETE.....	39
FIGURE 15 LA PLATEFORME PARIS	51
FIGURE 16 CYLINDRISATION DU CFV	57
FIGURE 17 COURBES EN S CALCULEES AVEC VARIANT ET SNATCH.....	73
FIGURE 18 MAILLAGE MULTI CANAL UTILISE POUR LES CONTRE-REACTIONS	78
FIGURE 19 SPECTRES DIRECTS ET ADJOINTS DES SITUATIONS REFERENCE ET VIDANGÉE POUR LA ZONE COMBUSTIBLE	83
FIGURE 20 SPECTRES DIRECTS ET ADJOINTS DES SITUATIONS REFERENCE ET VIDANGÉE POUR LE MILIEU PLENUM.....	83
FIGURE 21 SPECTRES DIRECTS ET ADJOINTS DES SITUATIONS REFERENCE ET DOPPLER.....	91
FIGURE 22 DILATATION RADIALE DU SOMMIER EN FONCTION DE LA PERTURBATION.....	95
FIGURE 23 DILATATION AXIALE DES GAINES EN FONCTION DE LA PERTURBATION	95
FIGURE 24 DILATATION AXIALE DU COMBUSTIBLE EN FONCTION DE LA PERTURBATION	95
FIGURE 25 DILATATION AXIALE DES TUBES HEXAGONAUX EN FONCTION DE LA PERTURBATION	96
FIGURE 26 NON-LINEARITE DE LA DILATATION SODIUM AVEC LA VALEUR DE DILATATION	96
FIGURE 27 NON LINEARITE DE LA DILATATION SODIUM DANS UNE GAMME DE TEMPERATURES OU LE Na RESTE EN PHASE LIQUIDE ...	97
FIGURE 28 SENSIBILITES SUR LE K_{eff} OBTENUES EN DIFFUSION ET EN TRANSPORT PAR ISOTOPE	118
FIGURE 29 SENSIBILITES SUR LE K_{eff} OBTENUES EN DIFFUSION ET EN TRANSPORT PAR REACTION POUR L' ^{238}U	118
FIGURE 30 SENSIBILITES SUR LE K_{eff} OBTENUES EN DIFFUSION ET EN TRANSPORT PAR REACTION POUR LE ^{239}Pu	119
FIGURE 31 SENSIBILITES SUR LE K_{eff} OBTENUES EN DIFFUSION ET EN TRANSPORT PAR REACTION POUR LE ^{23}Na	119
FIGURE 32 SENSIBILITES SUR LE K_{eff} OBTENUES EN DIFFUSION ET EN TRANSPORT PAR REACTION POUR LE ^{23}Na	119
FIGURE 33 SENSIBILITES SUR L'EFFET DE VIDANGE TOTALE OBTENUES EN DIFFUSION ET EN TRANSPORT PAR ISOTOPE.....	122
FIGURE 34 SENSIBILITES SUR L'EFFET DE VIDANGE OBTENUES EN DIFFUSION ET EN TRANSPORT PAR ISOTOPE. POUR LA DIFFUSION, LES K_{eff} UTILISES PAR EGPT SONT OBTENUS EN TRANSPORT	125
FIGURE 35 SENSIBILITES SUR L'EFFET DE DILATATION DU SODIUM OBTENUES EN DIFFUSION ET EN TRANSPORT PAR ISOTOPE	125
FIGURE 36 INCERTITUDE RELATIVE POUR L'EFFET DE DILATATION SODIUM EN FONCTION DE LA PERTURBATION EN%	140

FIGURE 37 INCERTITUDE RELATIVE SUR LE POIDS DES RIDEAUX DE BARRES EN FONCTION DE L'ENFONCEMENT	141
FIGURE 38 LINEARITE DE L'INCERTITUDE SUR L'EFFET DOPPLER	141
FIGURE 39 CONSTANTES DOPPLER DE SPX	145
FIGURE 40 CHAUDIERE UTILISEE DANS LE CADRE DE CES ETUDES	155
FIGURE 41 EVALUATION DES TEMPERATURES « ENTREE ET SORTIE » DE CHAQUE DERIVATION PENDANT UN ULOHS	159
FIGURE 42 ECHAUFFEMENT DANS LE CANAL CHAUD PENDANT UN ULOHS	159
FIGURE 43 EVOLUTION DES CONTRE-REACTIONS PENDANT UN ULOHS	160
FIGURE 44 RECHERCHE DE L'ETOUFFEMENT NEUTRONIQUE PENDANT UN ULOHS	161
FIGURE 45 MARGE AVANT EBULLITION DU SODIUM PENDANT UN ULOHS	161
FIGURE 46 ULOHS RESULTATS CATHARE-2 & SAS4A/SASSYS-1 BASEE SUR L'UTILISATION DU MEME JEU DE CONTRE-REACTIONS	162
FIGURE 47 IMPACT DU TRAITEMENT EN TRANSPORT SUR LA VARIATION DE REACTIVITE PENDANT UN ULOHS AVEC CATHARE-2 ..	163
FIGURE 48 EVALUATION DES TEMPERATURES « ENTREE ET SORTIE » DE CHAQUE DERIVATION PENDANT UN ULOSSP	165
FIGURE 49 EVOLUTION DES PUISSANCES PENDANT UN ULOSSP	165
FIGURE 50 EVOLUTION DES CONTRE-REACTIONS PENDANT UN ULOSSP	166
FIGURE 51 ECHAUFFEMENT DU SODIUM DANS LE CANAL CHAUD	166
FIGURE 52 ULOSSP RESULTATS SAS4A & CATHARE-2 BASEE SUR L'UTILISATION DU MEME JEU DE CONTRE-REACTIONS	167
FIGURE 53 IMPACT DU TRAITEMENT EN TRANSPORT SUR LA VARIATION DE REACTIVITE PENDANT UN ULOHS AVEC CATHARE-2 ..	168
FIGURE 54 METHODE PROBABILISTE DE PROPAGATION DES INCERTITUDES	170
FIGURE 55 ULOHS - EVOLUTION DES CONTRE-REACTIONS AVEC σ CONSTANTES	176
FIGURE 56 ULOHS - EVOLUTION DES CONTRE-REACTIONS AVEC σ LOCALES SANS CORRELATION	176
FIGURE 57 ULOHS - EVOLUTION DES CONTRE-REACTIONS AVEC σ (CORRELATIONS INTEGREES)	176
FIGURE 58 ULOHS - EVOLUTION DES CONTRE-REACTIONS AVEC σ SOUS LA FORME DE MATRICE	176
FIGURE 59 ULOHS – DISPERSION DE LA MARGE AVEC σ GLOBALES	177
FIGURE 60 DISPERSION DE LA MARGE AVEC σ LOCALES SANS CORRELATION	177
FIGURE 61 DISPERSION DE LA MARGE AVEC σ (CORRELATIONS INTEGREES)	177
FIGURE 62 DISPERSION DE LA MARGE AVEC σ SOUS LA FORME DE MATRICE	177
FIGURE 63 ULOHS – DISTRIBUTION DE LA MARGE AVEC σ CONSTANTES	178
FIGURE 64 ULOHS – DISTRIBUTION DE LA MARGE AVEC σ LOCALES SANS CORRELATION	178
FIGURE 65 ULOHS – DISTRIBUTION DE LA MARGE AVEC σ (CORRELATIONS INTEGREES)	179
FIGURE 66 ULOHS – DISTRIBUTION DE LA MARGE AVEC σ SOUS LA FORME DE MATRICE	179
FIGURE 67 ULOHS – MARGE ET QUANTILES AVEC σ CONSTANTES	179
FIGURE 68 MARGE ET QUANTILES AVEC σ LOCALES SANS CORRELATION	179
FIGURE 69 MARGE ET QUANTILES AVEC σ (CORRELATIONS INTEGREES)	180
FIGURE 70 MARGE ET QUANTILES AVEC σ SOUS LA FORME DE MATRICE	180
FIGURE 71 ULOHS - EVOLUTION DES CONTRE-REACTIONS – PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR LA DILATATION DU SOMMIER.	181
FIGURE 72 ULOHS – DISTRIBUTION DE LA MARGE – PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR LA DILATATION DU SOMMIER	181
FIGURE 73 ULOHS - EVOLUTION DES CONTRE-REACTIONS – PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR LE POIDS DES BARRES.	181
FIGURE 74 ULOHS – DISTRIBUTION DE LA MARGE – PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR LE POIDS DES BARRES	181
FIGURE 75 ULOHS - EVOLUTION DES CONTRE-REACTIONS – PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR L'EFFET DOPPLER.	182
FIGURE 76 ULOHS – DISTRIBUTION DE LA MARGE – PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR L'EFFET DOPPLER (MATRICE)	182
FIGURE 77 ULOHS - EVOLUTION DES CONTRE-REACTIONS – PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR LE β_{EFF}	182
FIGURE 78 ULOHS – DISTRIBUTION DE LA MARGE – PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR LE β_{EFF}	182

FIGURE 79 ULOHS - EVOLUTION DES CONTRE-REACTIONS AVEC σ CONSTANTES – PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR LA DILATATION NA	183
FIGURE 80 ULOHS - EVOLUTION DES CONTRE-REACTIONS AVEC σ LOCALES SANS CORRELATION – PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR LA DILATATION NA	183
FIGURE 81 ULOHS - EVOLUTION DES CONTRE-REACTIONS AVEC σ (CORRELATIONS INTEGREES) – PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR LA DILATATION NA	183
FIGURE 82 ULOHS - EVOLUTION DES CONTRE-REACTIONS AVEC σ SOUS LA FORME DE MATRICE – PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR LA DILATATION NA	183
FIGURE 83 ULOHS – DISPERSION DE LA MARGE AVEC σ CONSTANTE PAR COMPOSANTE – PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR LA DILATATION NA	184
FIGURE 84 ULOHS – DISPERSION DE LA MARGE AVEC σ LOCALES SANS CORRELATION – PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR LA DILATATION NA	184
FIGURE 85 ULOHS – DISPERSION DE LA MARGE AVEC σ (CORRELATIONS INTEGREES) – PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR LA DILATATION NA	184
FIGURE 86 ULOHS – DISPERSION DE LA MARGE AVEC σ SOUS LA FORME DE MATRICE – PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR LA DILATATION NA	184
FIGURE 87 ULOHS – DISTRIBUTION DE LA MARGE AVEC σ CONSTANTE – PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR L'EFFET DE DILATATION NA	185
FIGURE 88 ULOHS – DISTRIBUTION DE LA MARGE AVEC σ SANS CORRELATION – PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR L'EFFET DE DILATATION NA	185
FIGURE 89 ULOHS – DISTRIBUTION DE LA MARGE AVEC σ (CORRELATIONS INTEGREES) – PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR L'EFFET DE DILATATION NA	185
FIGURE 90 ULOHS – DISTRIBUTION DE LA MARGE AVEC σ SOUS LA FORME DE MATRICE – PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR L'EFFET DE DILATATION NA	185
FIGURE 91 ULOHS - EVOLUTION DES CONTRE-REACTIONS AVEC σ (CORRELATIONS INTEGREES).....	186
FIGURE 92 ULOHS - EVOLUTION DES CONTRE-REACTIONS AVEC σ SOUS LA FORME DE MATRICE	186
FIGURE 93 ULOHS – DISTRIBUTION DE LA MARGE AVEC σ (CORRELATIONS INTEGREES) – PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR L'EFFET DOPPLER ET DILATATION NA	186
FIGURE 94 ULOHS – DISTRIBUTION DE LA MARGE AVEC σ SOUS LA FORME DE MATRICE – PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR L'EFFET DOPPLER ET DILATATION NA	186
FIGURE 95 PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR LA DISTRIBUTION DE PUISSANCE (0.5 %)	187
FIGURE 96 PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR LA DISTRIBUTION DE PUISSANCE (5 %)	187
FIGURE 97 ULOSSP - EVOLUTION DES CONTRE-REACTIONS AVEC σ CONSTANTES	188
FIGURE 98 ULOSSP – DISPERSION DE LA MARGE AVEC σ CONSTANTES	188
FIGURE 99 ULOSSP – QUANTILES A 5 % ET 95% AVEC σ CONSTANTES.....	189
FIGURE 100 ULOSSP- EVOLUTION DES CONTRE-REACTIONS AVEC σ LOCALES SANS CORRELATION	189
FIGURE 101 ULOSSP - DISPERSION DE LA MARGE AVEC σ LOCALES SANS CORRELATION.....	189
FIGURE 102 ULOSSP – QUANTILES A 5 % ET 95% AVEC σ LOCALES SANS CORRELATION	190
FIGURE 103 ULOSSP - EVOLUTION DES CONTRE-REACTIONS AVEC σ (CORRELATIONS INTEGREES)	191
FIGURE 104 ULOHS - EVOLUTION DES CONTRE-REACTIONS AVEC σ SOUS LA FORME DE MATRICE	191
FIGURE 105 ULOSSP - DISPERSION DE LA MARGE AVEC σ (CORRELATIONS INTEGREES)	191
FIGURE 106 ULOSSP - DISPERSION DE LA MARGE AVEC σ SOUS LA FORME D'UNE MATRICE.....	191
FIGURE 107 ULOSSP – QUANTILES A 5 % ET 95% AVEC σ AVEC σ (CORRELATIONS INTEGREES)	192
FIGURE 108 ULOSSP – QUANTILES A 5 % ET 95% AVEC σ SOUS LA FORME DE MATRICE	192

FIGURE 109 ULOSSP - EVOLUTION DES CONTRE-REACTIONS – PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR LA DILATATION DU SOMMIER.	192
FIGURE 110 ULOSSP – DISTRIBUTION DE LA MARGE – PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR LA DILATATION DU SOMMIER	192
FIGURE 111 ULOSSP - EVOLUTION DES CONTRE-REACTIONS – PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR LE POIDS DES BARRES.	193
FIGURE 112 ULOSSP – DISTRIBUTION DE LA MARGE – PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR LE POIDS DES BARRES.	193
FIGURE 113 ULOSSP – MARGE ET QUANTILES AVEC σ CONSTANTES	194
FIGURE 114 ULOSSP – MARGE ET QUANTILES AVEC σ LOCALES SANS CORRELATION.	194
FIGURE 115 ULOSSP – MARGE ET QUANTILES AVEC σ (CORRELATIONS INTEGREES)	194
FIGURE 116 ULOSSP – MARGE ET QUANTILES AVEC σ SOUS LA FORME DE MATRICE.	194
FIGURE 117 ULOSSP - EVOLUTION DES CONTRE-REACTIONS – PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR LE β_{EFF} .	195
FIGURE 118 ULOSSP – DISTRIBUTION DE LA MARGE – PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR LE β_{EFF} .	195
FIGURE 119 ULOSSP - EVOLUTION DES CONTRE-REACTIONS – INCERTITUDES ISSUES DE L'EFFET DE DILATATION SODIUM	196
FIGURE 120 ULOSSP - DISPERSION DE LA MARGE AVEC σ CONSTANTES – INCERTITUDES ISSUES DE L'EFFET DE DILATATION SODIUM	196
FIGURE 121 ULOSSP - EVOLUTION DES CONTRE-REACTIONS – INCERTITUDES ISSUES DE L'EFFET DE DILATATION SODIUM	196
FIGURE 122 ULOSSP - DISPERSION DE LA MARGE AVEC σ LOCALES SANS CORRELATION.	196
FIGURE 123 ULOSSP - EVOLUTION DES CONTRE-REACTIONS – PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR L'EFFET DE DILATATION SODIUM MARGE AVEC σ (CORRELATIONS INTEGREES)	197
FIGURE 124 ULOSSP - EVOLUTION DES CONTRE-REACTIONS – PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR L'EFFET DE DILATATION SODIUM AVEC σ SOUS LA FORME D'UNE MATRICE	197
FIGURE 125 ULOSSP - DISPERSION DE LA MARGE AVEC σ (CORRELATIONS INTEGREES)	198
FIGURE 126 ULOSSP - DISPERSION DE LA MARGE AVEC σ SOUS LA FORME D'UNE MATRICE.	198
FIGURE 127 PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR LA DISTRIBUTION DE PUISSANCE (0.5 %)	199
FIGURE 128 PROPAGATION DES INCERTITUDES SUR LA DISTRIBUTION DE PUISSANCE (5 %)	199
FIGURE 129 PROPAGATION DE L'INCERTITUDE SUR LA DILATATION SODIUM: IMPACT SUR LES CONTRE-REACTIONS AVEC σ CONSTANTES	200
FIGURE 130 PROPAGATION DE L'INCERTITUDE SUR LA DILATATION SODIUM: IMPACT SUR LES CONTRE-REACTIONS AVEC σ SANS CORRELATION	200
FIGURE 131 PROPAGATION DE L'INCERTITUDE SUR LA DILATATION SODIUM: IMPACT SUR LES CONTRE-REACTIONS AVEC σ LOCALES (CORRELATIONS INTEGREES).	200
FIGURE 132 PROPAGATION DE L'INCERTITUDE SUR LA DILATATION SODIUM: IMPACT SUR LES CONTRE-REACTIONS AVEC σ SOUS LA FORME DE MATRICE.	200
FIGURE 133 INCERTITUDE CONSTANTE POUR LA DILATATION SODIUM : MARGE AVANT EBULLITION.	201
FIGURE 134 INCERTITUDE LOCALE SANS CORRELATION POUR LA DILATATION SODIUM: MARGE AVANT EBULLITION.	201
FIGURE 135 INCERTITUDE AVEC CORRELATION INTEGREES POUR LA DILATATION SODIUM: MARGE AVANT EBULLITION	201
FIGURE 136 PROPAGATION DE L'INCERTITUDE SUR LA DILATATION SODIUM : MARGE AVANT EBULLITION.	201
FIGURE 137 PROFILS DE SENSIBILITES SUR LE K_{EFF} OBTENUS POUR LE U238 ET LE PU239 EN DIFFUSION ET TRANSPORT	218
FIGURE 138 PROFILS DE SENSIBILITES SUR LE K_{EFF} OBTENUS POUR LE NA23 ET LE FER56 EN DIFFUSION ET TRANSPORT	219
FIGURE 139 SENSIBILITES SUR L'EFFET DOPPLER OBTENUES EN DIFFUSION ET EN TRANSPORT PAR ISOTOPE	220
FIGURE 140 SENSIBILITES SUR L'EFFET DOPPLER A L'O16 OBTENUES EN DIFFUSION ET EN TRANSPORT	220
FIGURE 141 SENSIBILITES SUR L'EFFET DOPPLER AU NA23 OBTENUES EN DIFFUSION ET EN TRANSPORT	220
FIGURE 142 SENSIBILITES SUR L'EFFET DOPPLER AU FE56 OBTENUES EN DIFFUSION ET EN TRANSPORT	221
FIGURE 143 SENSIBILITES SUR L'EFFET DOPPLER A L'U238 OBTENUES EN DIFFUSION ET EN TRANSPORT	221
FIGURE 144 SENSIBILITES SUR L'EFFET DOPPLER AU PU239 OBTENUES EN DIFFUSION ET EN TRANSPORT.	221

FIGURE 145 SENSIBILITES SUR LA DILATATION AXIALE DU COMBUSTIBLE DE 1% OBTENUES EN DIFFUSION ET EN TRANSPORT PAR ISOTOPE.....	222
FIGURE 146 SENSIBILITES SUR LA DILATATION AXIALE DU COMBUSTIBLE DE 1% OBTENUES EN DIFFUSION ET EN	222
FIGURE 147 SENSIBILITES SUR LA DILATATION AXIALE DU COMBUSTIBLE DE 1% OBTENUES EN DIFFUSION ET EN	222
FIGURE 148 SENSIBILITES SUR LA DILATATION DU SOMMIER DE 1 % OBTENUES EN DIFFUSION ET EN TRANSPORT PAR ISOTOPE.....	223
FIGURE 149 SENSIBILITES SUR LA DILATATION DES STRUCTURES OBTENUES EN DIFFUSION ET EN TRANSPORT POUR LE Na23	224
FIGURE 150 SENSIBILITES SUR LA DILATATION DES STRUCTURES OBTENUES EN DIFFUSION ET EN TRANSPORT POUR LE Fe56	225
FIGURE 151 SENSIBILITES SUR LA VIDANGE OBTENUES EN DIFFUSION ET EN TRANSPORT POUR LE Pu239 ET L'U238	226
FIGURE 152 SENSIBILITES SUR LA VIDANGE OBTENUES EN DIFFUSION ET EN TRANSPORT PAR REACTION ET PAR GROUPE POUR LE Na23	227
FIGURE 153 SENSIBILITES SUR LA VIDANGE OBTENUES EN DIFFUSION ET EN TRANSPORT PAR REACTION ET PAR GROUPE POUR LE Fe56 ET L'O16	228
FIGURE 154 SENSIBILITES SUR LA DILATATION DU SODIUM DE 1% OBTENUES EN TRANSPORT ET EN MIXTE (TRANSPORT +DIFFUSION)	229
FIGURE 155 SENSIBILITES SUR LA VIDANGE OBTENUES EN TRANSPORT ET EN MIXTE (TRANSPORT +DIFFUSION) PAR ISOTOPE.....	229
FIGURE 156 CFV_V1 - CONFIGURATION NOMINALE : ECARTS VARIANT SP3 601 / TRIPOLI4 SUR LES TAUX DE FISSION ASSEMBLAGE	231
FIGURE 157 CFV_V1 - CONFIGURATION NOMINALE : ECARTS VARIANT P3 612 / TRIPOLI4 SUR LES TAUX DE FISSION ASSEMBLAGE	232
FIGURE 158 CFV_V1 - CONFIGURATION NOMINALE : ECARTS SNATCH S4 221 / TRIPOLI4 SUR LES TAUX DE FISSION ASSEMBLAGE	233
FIGURE 159 FACTEURS DE MULTIPLICATION EFFECTIF ET INCERTITUDES A 1σ OBTENUS AVEC DIFFERENTS BIBLIOTHEQUES	238
FIGURE 160 INCERTITUDES SUR LE K_{eff} OBTENUES AVEC DIFFERENTS BIBLIOTHEQUES ET DECOMPOSEES PAR ISOTOPE	240
FIGURE 161 DECOMPOSITION DE L'EFFET DE VIDANGE OBTENUE AVEC DIFFERENTES BIBLIOTHEQUES ET INCERTITUDES A 3σ	241
FIGURE 162 SENSIBILITES ET INCERTITUDES SUR LE K_{eff} ET L'EFFET DE VIDANGE CALCULEES AVEC COMAC ET COMMARA	243
FIGURE 163 DECOMPOSITION DE L'EFFET DOPPLER OBTENU AVEC DIFFERENTS BIBLIOTHEQUES	244
FIGURE 164 DECOMPOSITION DE L'EFFET DE DILATATION SODIUM (5%) OBTENU AVEC DIFFERENTS BIBLIOTHEQUES.....	246
FIGURE 165 : DECOMPOSITION DE L'EFFET DE DILATATION DES TUBES HEXAGONAUX	247
FIGURE 166 DECOMPOSITION DE L'EFFET DE DILATATION DES GAINES	247
FIGURE 167 : DECOMPOSITION PAR ISOTOPE ET INCERTITUDES SUR L'EFFET DE DILATATION DU COMBUSTIBLE.....	249
FIGURE 168 ULOSSP – DISTRIBUTION DE LA MARGE AVEC σ CONSTANTES.....	262
FIGURE 169 ULOSSP – DISTRIBUTION DE LA MARGE AVEC σ LOCALES SANS CORRELATION	262
FIGURE 170 ULOSSP – DISTRIBUTION DE LA MARGE AVEC σ LOCALES ET CORRELATIONS INTEGREES	262
FIGURE 171 ULOSSP – DISTRIBUTION DE LA MARGE AVEC σ SOUS LA FORME DE MATRICE	262
FIGURE 172 SCHEMA DE PRINCIPE SUR LES INCERTITUDES TECHNOLOGIQUES	265

LISTE DES TABLEAUX

TABEAU 1 PROPRIETES PHYSIQUES DE DIFFERENTS ISOTOPES FISSILES	8
TABEAU 2 LES PROPRIETES DE QUELQUES MATERIAUX COMBUSTIBLES RNR.....	10
TABEAU 3 IMPACT DES CONTRE-REACTIONS SUR LA REACTIVITE (+ : EFFET POSITIF ET - : EFFET NEGATIF)	28
TABEAU 5 IMPACT DE LA POSITION DES BARRES DANS LE MODELE RZ	57
TABEAU 6 K_{eff} : IMPACT DU CALCUL DES SECTIONS AVEC ECCO	58
TABEAU 7 EFFET DE VIDANGE ET EFFET DOPPLER : IMPACT DU CALCUL DES SECTIONS AVEC ECCO	59
TABEAU 8 EFFET DE VIDANGE AVEC UN SCHEMA SPECIFIQUE POUR LE PLENUM	59
TABEAU 9 PREMIERE ETUDE SUR LA FINESSE DU MAILLAGE	61
TABEAU 10 ETUDE DE CONVERGENCE AVEC SNATCH	62
TABEAU 11 ETUDE DE CONVERGENCE AVEC SNATCH	62
TABEAU 12 TAILLE DES MAILLES POUR LE SCHEMA SN DE REFERENCE	63
TABEAU 13 ETUDE DE CONVERGENCE SUR LES OPTIONS DE CALCUL	63
TABEAU 14 CALCULS DES K_{eff} AVEC DES SECTIONS ANISOTROPES A L'ORDRE P1	65
TABEAU 15 CALCULS DES K_{eff} AVEC DES SECTIONS ISOTROPES A L'ORDRE P0	65
TABEAU 16 CALCULS DE VIDANGE AVEC DES SECTIONS ISOTROPES A L'ORDRE P0	66
TABEAU 17 CALCULS AVEC DES SECTIONS ANISOTROPES A L'ORDRE P1	67
TABEAU 18 EFFET DE VIDANGE ET EFFET DOPPLER : IMPACT DU CALCUL DES SECTIONS AVEC ECCO	67
TABEAU 19 CALCULS AVEC DES SECTIONS ANISOTROPES A L'ORDRE P1	68
TABEAU 20 CALCULS AVEC DES SECTIONS ISOTROPES A L'ORDRE P0	68
TABEAU 21 CALCULS DES EFFETS DE DILATATION THERMIQUES AVEC DES SECTIONS ANISOTROPES A L'ORDRE P1	69
TABEAU 22 CALCULS DES EFFETS DE DILATATION THERMIQUES AVEC DES SECTIONS ISOTROPES A L'ORDRE P0	70
TABEAU 23 PARAMETRES CINETIQUES	71
TABEAU 24 POIDS DE BARRES AVEC DES SECTIONS ANISOTROPES A L'ORDRE P1	72
TABEAU 25 FACTEUR DE PIC DE FISSION PAR ASSEMBLAGE F_{MAX}	75
TABEAU 26 FACTEUR DE PICS DE TAUX DE FISSION LOCAUX F_{MAX}	75
TABEAU 27 EFFET DE VIDANGE TOTALE	82
TABEAU 28 DECOMPOSITION DE LA VIDANGE TOTALE PAR MILIEU	84
TABEAU 29 DECOMPOSITION DE LA REACTIVITE DE VIDANGE AVEC SNATCH EN PCM	85
TABEAU 30 DECOMPOSITION DE LA REACTIVITE DE VIDANGE EN DIFFUSION EN PCM	86
TABEAU 31 ECARTS EN PCM ENTRE SNATCH ET H3D : VIDANGE TOTALE EN SODIUM	86
TABEAU 32 DECOMPOSITION DE LA DILATATION SODIUM AVEC SNATCH EN PCM	88
TABEAU 33 DECOMPOSITION EN PCM DE LA DILATATION SODIUM DE 1% AVEC SNATCH ET H3D	89
TABEAU 34 COMPARAISON DES COEFFICIENTS POUR LA DILATATION Na OBTENUES EN TRANSPORT ET EN DIFFUSION (CANAL 3)	90
TABEAU 35 DECOMPOSITION DE L'EFFET DOPPLER (DELTA DE REACTIVITE) CALCULEE AVEC SNATCH	91
TABEAU 36 DECOMPOSITION DE L'EFFET DOPPLER (DELTA DE REACTIVITE) CALCULEE AVEC H3D	92
TABEAU 37 COMPARAISON DES COEFFICIENTS POUR L'EFFET DOPPLER OBTENUES EN TRANSPORT ET EN DIFFUSION (CANAL 3)	93
TABEAU 38 PERTURBATIONS REALISTES EN TRANSITOIRE	94

TABLEAU 39 INCERTITUDES ACTUELLES SUR LES GRANDEURS NEUTRONIQUES	107
TABLEAU 40 INCERTITUDES RELATIVES (EN %) SUR LE K_{EFF} OBTENUES EN DIFFUSION ET EN TRANSPORT AVEC COMAC	120
TABLEAU 41 INCERTITUDES RELATIVES (EN %) SUR LE K_{EFF} OBTENUES EN DIFFUSION ET EN TRANSPORT AVEC COMARRA.....	120
TABLEAU 42 INCERTITUDES RELATIVES (EN %) SUR LA DILATATION AXIALE DU COMBUSTIBLE OBTENUES EN DIFFUSION ET EN TRANSPORT AVEC COMAC.....	121
TABLEAU 43 INCERTITUDES SUR L'EFFET DE VIDANGE CALCULEES EN TRANSPORT AVEC COMAC.....	123
TABLEAU 44 INCERTITUDES SUR L'EFFET DE VIDANGE CALCULEES EN APPROXIMATION DE LA DIFFUSION AVEC COMAC.....	123
TABLEAU 45 INCERTITUDES EN PCM SUR LE K_{EFF} CALCULEES AVEC COMAC-V0	126
TABLEAU 46 INCERTITUDES EN PCM SUR LA VIDANGE A CHAUD CALCULEES AVEC COMAC-V0	127
TABLEAU 47 INCERTITUDES EN PCM SUR LE K_{EFF} CALCULEES AVEC LA VERSION V0.1 DE COMAC	128
TABLEAU 48 INCERTITUDES ¹ EN PCM SUR L'EFFET DE VIDANGE CALCULEES AVEC LA VERSION V0.1 DE COMAC	128
TABLEAU 49 INCERTITUDES EN PCM SUR LA CONTRIBUTION NEGATIVE A L'EFFET DE VIDANGE CALCULEES AVEC COMAC V0.1	129
TABLEAU 50 INCERTITUDES EN PCM SUR LA CONTRIBUTION POSITIVE A L'EFFET DE VIDANGE CALCULEES AVEC COMAC V0.1	129
TABLEAU 51 INCERTITUDES EN % SUR L'EFFET DOPPLER CALCULEES AVEC COMAC	130
TABLEAU 52 INCERTITUDES EN % SUR L'EFFET DE DILATATION DU SODIUM CALCULEES AVEC COMAC	131
TABLEAU 53 INCERTITUDES EN % SUR LA DILATATION DU SOMMIER CALCULEES AVEC COMAC	132
TABLEAU 54 INCERTITUDES EN % SUR LA DILATATION AXIALE DES GAINES CALCULEES AVEC COMAC.....	133
TABLEAU 55 INCERTITUDES EN % SUR LA DILATATION AXIALE DES TUBES HEXAGONAUX CALCULEES AVEC COMAC.....	134
TABLEAU 56 INCERTITUDES EN % SUR LA DILATATION AXIALE DU COMBUSTIBLE CALCULEES AVEC COMAC.....	135
TABLEAU 57 INCERTITUDES EN % SUR LE PIC DE FISSION CALCULEES AVEC COMAC	136
TABLEAU 58 INCERTITUDES EN % SUR LE POIDS DU RIDEAU DE BARRES DE CONTROLE CALCULEES AVEC COMAC	137
TABLEAU 59 INCERTITUDES EN % SUR LE β_{EFF} CALCULEES AVEC COMAC	138
TABLEAU 60 INCERTITUDES EN % SUR LE Λ CALCULEES AVEC COMAC.....	138
TABLEAU 61 BILAN DES INCERTITUDES ISSUES DES DONNEES NUCLEAIRES	139
TABLEAU 61 COMPORTEMENT DE L'INCERTITUDE POUR CERTAINES CONTRE-REACTIONS DANS UNE GAMME DE PERTURBATIONS REALISTES POUR LES ETUDES DE TRANSITOIRES	142
TABLEAU 62 INCERTITUDES ISSUES DES DONNEES NUCLEAIRES EN FIN DE CYCLE (TERME BOLTZMANN SEULEMENT).....	143
TABLEAU 63 REACTIVITE DU CŒUR DE DEMARRAGE DE SUPERPHENIX.....	144
TABLEAU 64 K_D MESUREE SUR SPX & CALCULEES AVEC LES SOLVEURS DE PARIS	145
TABLEAU 65 MODELISATION DES PERTES DE DEBIT PRIMAIRE ET SECONDAIRE.....	156
TABLEAU 66 ECARTS SUR LES MARGES EN TRANSITOIRE.	162
TABLEAU 67 IMPACT DES NOUVELLES METHODES « BEST ESTIMATE » SUR LA MARGE AVANT EBULLITION PENDANT UN ULOHS	164
TABLEAU 68 ECARTS SUR LES MARGES EN TRANSITOIRE.	167
TABLEAU 69 IMPACT DES NOUVELLES METHODES « BEST ESTIMATE » SUR LA MARGE AVANT EBULLITION PENDANT UN ULOSSP ...	168
TABLEAU 70 ILLUSTRATION DU CALCUL D'INCERTITUDES LOCALES POUR L'EFFET DOPPLER	173
TABLEAU 71 FORMAT DE LA MATRICE DE COVARIANCE POUR LES CONTRE-REACTIONS.....	174
TABLEAU 72 INCERTITUDES SUR LES PARAMETRES NEUTRONIQUES PRISES EN COMPTE POUR LES TRANSITOIRES	175
TABLEAU 73 – QUANTILES A 5 % OBTENUES SUR LA MARGE AVEC LES QUATRE METHODES DE PROPAGATION ET EN PROPAGEANT LES INCERTITUDES SUR DIFFERENTS PARAMETRES NEUTRONIQUES PENDANT UN ULOHS	202
TABLEAU 74– QUANTILES A 5 % SUR LA MARGE OBTENUES AVEC LES QUATRE METHODES DE PROPAGATION ET EN PROPAGEANT LES INCERTITUDES SUR DIFFERENTS PARAMETRES NEUTRONIQUES PENDANT UN ULOSSP.....	202
TABLEAU 75 DECOUPAGE ENERGETIQUE A 33 GROUPES	215
TABLEAU 76 MATRICE COMAC V0 : ISOTOPES PRESENTS ET ORIGINES DES VARIANCES.....	216
TABLEAU 77 INCERTITUDES EN PCM SUR LA VIDANGE A FROID CALCULEES AVEC COMAC-V0	234
TABLEAU 78 INCERTITUDES EN PCM SUR LA VIDANGE A PN CALCULEES AVEC COMAC-V0 ET LE SCHEMA « PLENUM »	234

TABEAU 79 INCERTITUDES EN PCM SUR LE K_{eff} CALCULEES AVEC LA VERSION V0.1 DE COMAC	235
TABEAU 80 INCERTITUDES EN PCM SUR L'EFFET DE VIDANGE CALCULEES AVEC LA VERSION V0.1 DE COMAC	236
TABEAU 81 INCERTITUDES EN PCM SUR L'EFFET DOPPLER CALCULEES AVEC LA VERSION V0.1 DE COMAC	237
TABEAU 82 FACTEURS DE MULTIPLICATION EFFECTIF : ECARTS ENTRE BIBLIOTHEQUES ET INCERTITUDES A 1σ	239
TABEAU 83 DECOMPOSITION PAR REACTION ET ISOTOPES DES ECARTS ENTRE BIBLIOTHEQUES.....	239
TABEAU 84 INCERTITUDES SUR LE K_{eff} DECOMPOSEES PAR REACTION POUR LES PRINCIPAUX ISOTOPES	240
TABEAU 65 EFFET DE VIDANGE OBTENU AVEC DIFFERENTES BIBLIOTHEQUES	240
TABEAU 86 DECOMPOSITION PAR REACTION DE L'EFFET DE VIDANGE TOTALE SODIUM.....	241
TABEAU 87 DECOMPOSITION DE LA CONTRIBUTION DU SODIUM PAR REACTION ET INCERTITUDE A 3σ	242
TABEAU 88 INCERTITUDES A 1σ SUR L'EFFET DE VIDANGE.....	243
TABEAU 89 EFFET DOPPLER OBTENU AVEC DIFFERENTS BIBLIOTHEQUES	244
TABEAU 90 DECOMPOSITION PAR ISOTOPE ET INCERTITUDES SUR L'EFFET DOPPLER	245
TABEAU 91 DECOMPOSITION DE L'EFFET DOPPLER PAR REACTION (PCM)	245
TABEAU 92 DECOMPOSITION PAR ISOTOPE ET INCERTITUDES SUR L'EFFET DE DILATATION (5%)	245
TABEAU 93 DECOMPOSITION DE L'EFFET DE DILATATION PAR REACTION POUR LE Na23 (PCM)	246
TABEAU 94 DILATATION DES GAINES ET DES TUBES HEXAGONAUX OBTENU AVEC DIFFERENTS BIBLIOTHEQUES	246
TABEAU 95 DILATATION DU SOMMIER OBTENUE AVEC DIFFERENTS BIBLIOTHEQUES	247
TABEAU 96 DILATATION DU COMBUSTIBLE OBTENUE AVEC DIFFERENTS BIBLIOTHEQUES.....	248
TABEAU 97 EFFET DE DILATATION DU COMBUSTIBLE OBTENU AVEC DIFFERENTS BIBLIOTHEQUES (CHANGEMENT DES CONCENTRATIONS DES NOYAUX LOURDS UNIQUEMENT)	248
TABEAU 98 BILAN DES ECARTS ENTRE BIBLIOTHEQUES ET COVARIANCES.....	249
TABEAU 99 DECOMPOSITION DE L'INCERTITUDE SUR LE K_{eff} OBTENUE AVEC JEFF 3.1 +COMAC V0.1	251
TABEAU 100 DECOMPOSITION DE L'INCERTITUDE SUR LE K_{eff} OBTENUE AVEC JEFF 3.2 +COMAC V0.1	251
TABEAU 101 DECOMPOSITION DE L'INCERTITUDE SUR LE K_{eff} OBTENUE AVEC ENDF/BVII.1+COMMARA	252
TABEAU 102 INCERTITUDES SUR L'EFFET DE VIDANGE OBTENUES AVEC DIFFERENTS BIBLIOTHEQUES ET COVARIANCES	253
TABEAU 103 DECOMPOSITION DE L'EFFET DOPPLER (PCM).....	254
TABEAU 104 DECOMPOSITION DE L'INCERTITUDE RELATIVE SUR L'EFFET DOPPLER (%).....	254
TABEAU 105 DECOMPOSITION DE L'EFFET DE DILATATION DES TUBES HEXAGONAUX (PCM)	255
TABEAU 106 DECOMPOSITION DE L'EFFET DE DILATATION DES GAINES (PCM)	255
TABEAU 107 DECOMPOSITION DE L'INCERTITUDE RELATIVE SUR L'EFFET DE DILATATION DES TUBES HEXAGONAUX (%)	256
TABEAU 108 DECOMPOSITION DE L'INCERTITUDE RELATIVE SUR L'EFFET DE DILATATION DES GAINES (%)	257
TABEAU 109 INCERTITUDE RELATIVE ASSOCIEE A L'EFFET DE DILATATION RADIALE DU SOMMIER (%)	258
TABEAU 110 DECOMPOSITION DE LA DILATATION AXIAL DU COMBUSTIBLE (PCM) – DILATATION DES CONCENTRATIONS UNIQUEMENT	259
TABEAU 111 INCERTITUDE RELATIVE ASSOCIEE A AXIALE DU COMBUSTIBLE (%) - DILATATION DES CONCENTRATIONS UNIQUEMENT	259
TABEAU 112 INCERTITUDE RELATIVE ASSOCIEE A L'EFFET DE DILATATION AXIALE DU COMBUSTIBLE (%) – DILATATION DES CONCENTRATIONS ET DE LA GEOMETRIE	260
TABEAU 113 DECOMPOSITION DE L'EFFET DE DILATATION DU SODIUM EN PCM.....	260
TABEAU 114 : DECOMPOSITION DE L'INCERTITUDE RELATIVE SUR L'EFFET DE DILATATION SODIUM 5 % (%)	261

LISTE DES ABRÉVIATIONS, DES SIGLES ET DES ACRONYMES

ASTRID	Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration
CFV	Cœur à Faible effet de Vidange sodium
ULOHS	Unprotected Loss of Heat Sink
ULOF	Unprotected Loss of Flow
UTOP	Unprotected Transient Over Power
ULOSSP	Unprotected Loss of Supply Station Power
BTI	Bouchage Total Instantané
RIB	Remontée Intempestive de Barre
EFR	European Fast Reactor
SFR	Sodium-cooled Fast Reactor
PX	PHENIX
SPX	SUPER-PHENIX
RNR	Réacteur à Neutrons Rapides
REP	Réacteur à Eau sous Pression
SCP	Système d'Arrêt Principal
SAC	Système d'Arrêt Complémentaire
TH	Tube Hexagonal
SEPIA	Sentinelle Passive d'Injection d'Anti-réactivité
DCS	Dispositif Complémentaire de sûreté
EI	Echangeur Intermédiaire
DC	Début de Cycle
EOC	Fin de Cycle
BOL	Début de Vie
pcm	pour cent mille
DPA	Déplacement Par Atome